



Título del Trabajo Fin de Máster:

***TRATAMIENTO DE EFLUENTES
RADIATIVOS PROCEDENTES DEL
REACTOR NUCLEAR RTS-1
Y EVALUACIÓN DEL IMPACTO
RADIOLÓGICO DEBIDO AL VERTIDO
DE LAS AGUAS TRATADAS***

Intensificación:

RECURSOS HÍDRICOS

Autor:

ANTONIA LABARILE

Director/es:

DR. JOSÉ ESTEBAN CAPILLA ROMÁ

DR. GUMERSINDO JESÚS VERDÚ MARTÍN

Fecha: **ABRIL, 2015**

Título del Trabajo Fin de Máster:***TRATAMIENTO DE EFLUENTES RADIATIVOS PROCEDENTES DEL REACTOR NUCLEAR RTS-1 Y EVALUACIÓN DEL IMPACTO RADIOLÓGICO DEBIDO AL VERTIDO DE LAS AGUAS TRATADAS*****Autor: LABARILE, ANTONIA****Director JOSÉ ESTEBAN CAPILLA ROMÁ****Codirector GUMERSINDO JESÚS VERDÚ MARTÍN****Fecha de Lectura: ABRIL, 2015****Resumen:**

La vida de los sistemas tecnológicos que son potencialmente peligrosos, como las centrales nucleares, debe concluir con una declaración formal de su final (clausura), siempre después de haber acondicionado aquellas características y productos causa del peligro (desmantelamiento). Es esencial la neutralización y retirada cuidadosa y sin riesgo de los elementos peligrosos contenidos en la central nuclear que se desea clausurar. Dicha operación se realiza por etapas, que reduzcan progresivamente el riesgo radiológico en el emplazamiento. Los efluentes radiactivos suelen constituir el componente más comprometido de estos procedimientos y, por lo tanto, es necesario disponer de sistemas para coleccionar y concentrar los contaminantes con el fin de facilitar el proceso de purificación previo a su descarga al medio ambiente.

En este trabajo se evalúa el impacto radiológico y la dosis efectiva que recibirían tres grupos de población (lactantes, niños y adultos), debido al vertido de agua proveniente del tratamiento de efluentes del Reactor Térmico Experimental "RTS-1 Galileo Galilei". Una vez determinada la concentración de nucleidos radiactivos presente en dichos efluentes y su actividad, se ha desarrollado el tratamiento de purificación más indicado para estas aguas y que permita obtener la autorización de descarga por parte de la Autoridad de Defensa.

Se ha aplicado un modelo matemático unidimensional de transporte basado en la ecuación de advección-dispersión para simular el comportamiento de contaminantes en ríos en casos de fuente continua. El modelo propuesto emplea el código GENII.2.10, desarrollado por la Agencia de Protección Ambiental de Estados Unidos (EPA), el cual permite simular las vías de exposición para las que estos contaminantes puedan llegar a los sujetos expuestos, suponiendo condiciones extra-conservadoras en el medio receptor. De esta forma, se han obtenido las dosis que recibiría la

población a través de la exposición externa, la exposición por inhalación, e ingestión de productos vegetales y animales. Así mismo, se han comparado las dosis obtenidas con los límites establecidos por ley.

Resum:

La vida dels sistemes tecnològics que són potencialment perillosos, com les centrals nuclears, s'ha de concloure amb una declaració formal del seu final (clausura), i sempre després d'haver condicionat aquelles característiques i productes causa del perill (desmantellament). És essencial la neutralització i retirada acurada i sense risc dels elements perillosos continguts a la central nuclear que es desitja clausurar. Aquesta operació es realitza per etapes que reduïsquen progressivament el risc radiològic a l'emplaçament. Els efluent radioactius solen constituir el component més compromès d'aquests procediments i, per tant, es necessari disposar de sistemes per a col·lectar i concentrar els contaminants amb el fi de facilitar el procés de purificació previ a la seua descàrrega al medi ambient.

En aquest treball s'avalua l'impacte radiològic i la dosi efectiva que rebrien tres grups de població (lactants, xiquets i adults), degut al vessament d'aigua provinent del tractament de efluent del Reactor Tèrmic Experimental "RTS-1 Galileo Galilei". Determinada la concentració de nucleïds radioactius presents en els esmentats efluent i la seua activitat, s'ha desenvolupat el tractament de purificació més indicat per a aquestes aigües i que permeta obtindre l'autorització de descàrrega per part de l'Autoritat de Defensa.

S'ha aplicat un model matemàtic unidimensional de transport basat en la equació d'advecció – dispersió per a simular el comportament de contaminants en rius en casos de font continua. El model proposat emprà el codi GENII.2.10, desenvolupat per la Agència de Protecció Ambiental dels Estats Units (EPA), qui permet simular les vies d'exposició per a que aquests contaminants puguin arribar als subjectes exposats, suposant condicions extra-conservadores en el medi rebedor. D'aquesta forma, s'han obtingut les dosis que rebria la població mitjançant l'exposició externa, l'exposició per inhalació i ingestió de productes vegetals i animals. Així mateix, s'han comparat les dosis obtingudes amb els límits establerts per llei.

Abstract:

The life of technological systems possessing dangerous as nuclear power plants must end with a formal declaration of the final (closing) always having those characteristics and conditioning products because of the danger (decommissioning). Neutralization and careful and safe from hazardous elements in the nuclear power plant to be shut removal is essential. This acquisition is achieved in stages that progressively reduce the radiological hazard at the site. Radioactive effluents are often the more committed component of these procedures and, therefore, it is necessary to have systems to collect and concentrate the contaminants in order to facilitate the purification process prior to its discharge to the environment.

In this work the radiological impact and effective dose would receive three population groups (infants, children and adults), due to the discharge of water from effluent treatment Experimental Reactor Thermal "RTS-1 Galileo Galilei" is evaluated. After determining the concentration of radioactive nuclides present in such effluents and activity, has developed more suitable for these water purification treatment and allowing for the discharge

authorization by the Authority of Defense.

It has applied a one-dimensional mathematical model based on transport advection-dispersion equation to simulate the behavior of pollutants in rivers. The proposed model employs the GENII.2.10 code developed by the Environmental Protection Agency (EPA) which simulates exposure pathways for these contaminants can reach subjects exposed, assuming extra-conservative conditions in the middle receptor. Thus, we have obtained the doses received by the population through external exposure, exposure by inhalation and ingestion of plant and animal products; and compared the doses obtained with the limits established by law.

Palabras clave:

Tratamiento aguas radiactivas, Impacto Radiológico, GENII-FRAMES, Reactor Nuclear RTS-1

AGRADECIMIENTOS

Realizar un trabajo de investigación para una tesina de máster es un reto que implica inevitablemente mucho trabajo, muchas horas y mucho esfuerzo. Por ello quiero agradecer mis profesores, los cuales me han enseñado mucho en las asignaturas impartidas en el máster, y mis tutores que han apostado en mí para la realización de este trabajo. Gracias por vuestra disponibilidad y confianza.

Imprescindible ha sido el apoyo que me han dado los amigos y compañeros con los que mi vida se ha cruzado en estos últimos tres años. En particular el grupo “los nucleares”, habéis hecho agradables las horas de trabajo que a veces se extendían hasta días festivos y fines de semanas... y un agradecimiento especial va a mi “hermanita” Amparo que me ha soportado y apoyado en cada pequeño reto de esta aventura.

Mis más sinceros agradecimientos van a la persona que ha hecho posible todo esto. Hemos empezado juntos este camino y siempre has estado a mi lado. No podría haber conseguido ser más feliz en estos últimos años, no sin ti... *Pietro*, gracias de corazón.

Por último quiero agradecer mi familia. Sé que aunque estéis lejos no dejáis de estar orgullosos de mí. Gracias por vuestro apoyo.

ÍNDICE

| | |
|--|----|
| MOTIVACIÓN DEL TRABAJO Y OBJETIVOS PERSEGUIDOS..... | 3 |
| CAPITULO 1. | 7 |
| 1. INTRODUCCIÓN | 9 |
| 1.1 Nociones de Física Nuclear: Átomos y Radiaciones | 9 |
| 1.2 Desintegración Radiactiva | 12 |
| 1.3 Interacción de la Radiación con la Materia | 18 |
| 1.4 Dosimetría de la Radiación | 22 |
| 1.5 Efectos Biológico de la Radiación y Protección Radiológica..... | 27 |
| 1.6 Fuentes de Radiación y Prevención de la Contaminación Radiactiva | 35 |
| 1.7 Técnicas de Descontaminación Radiactiva..... | 37 |
| CAPITULO 2. | 41 |
| 2. DESCRIPCIÓN DEL PROBLEMA..... | 43 |
| 2.1 Centrales Nucleares..... | 43 |
| 2.2 Tratamiento de Efluentes Radiactivos..... | 48 |
| 2.3 El Reactor “RTS-1 Galileo Galilei” | 52 |
| 2.3.1 Historia del CISAM | 53 |
| 2.3.2 Tareas del CISAM | 54 |
| 2.4 Desmantelamiento y Clausura de Centrales Nucleares | 56 |
| 2.5 Desmantelamiento del RTS-1 Galileo Galilei | 60 |
| 2.5.1 Estudio del Inventario Radiactivo | 63 |
| 2.5.2 Piscina y Tanques del Reactor | 65 |
| 2.5.3 Descripción de las Fases de Desmantelamiento | 68 |
| 2.5.4 El robot “Mascot” para el Manejo de Materiales Radiactivos | 71 |

ÍNDICE

| | |
|---|-----|
| CAPITULO 3. | 75 |
| 3. DISEÑO METODOLÓGICO | 77 |
| 3.1 Caracterización de las Aguas | 77 |
| 3.2 El Evaporador WT 200 HP-R | 78 |
| 3.3 Vigilancia y Control en los Puntos de Descarga del Vertido..... | 80 |
| 3.4 El Código GENII-FRAMES | 82 |
| CAPITULO 4. | 87 |
| 4. RESULTADOS | 89 |
| 4.1 Obtención de la Fórmula de Descarga | 89 |
| 4.2 Modelización con el FRAMES | 92 |
| 4.3 Resultados de Impacto Radiológico | 99 |
| 4.4 Resultados de los análisis del ARPAT..... | 103 |
| CAPITULO 5. | 109 |
| 5. CONCLUSIONES | 111 |
| CAPITULO 6. | 115 |
| 6. BIBLIOGRAFÍA Y REFERENCIAS | 117 |
| CAPITULO 7. | 121 |
| 7. ANEXOS | 123 |

MOTIVACIÓN DEL TRABAJO Y OBJETIVOS PERSEGUIDOS

Una de las propiedades básicas del agua es su capacidad disolvente, considerándose como “el solvente universal”, aparte de ser abundante y fácilmente accesible en el planeta. Dicha peculiaridad pero puede traer en engaño y causar la fácil incorporación a las masas de agua de diferentes tipos de contaminantes provenientes de las numerosas actividades del hombre. Es por esto que la conservación de los recursos hídricos y la calidad de las masas de agua son motivo de interés creciente en el mundo entero.

Para que el agua sea de calidad aceptable y pueda considerarse segura para su función, su contenido de agentes potencialmente contaminantes ya sean biológicos, químicos y radiológicos, debe ajustarse a los niveles recomendados por organismos internacionales de salud, o bien a los estándares y normas emitidas en cada país, de acuerdo a sus propias condiciones ambientales, sociales, económicas y culturales.

El presente trabajo nace de la exigencia de resolver una problemática que interesa todas las instalaciones radiactivas, es decir, el tratamiento y liberación de efluentes radiactivos sin riesgo para el medio ambiente y la población. En particular, se estudian las primeras fases de desmantelamiento del reactor RTS-1 y la gestión de sus efluentes radiactivos. Esta última tarea ha sido llevada a cabo por la empresa española Grupo Dominguis Energy Services y es la primera en su categoría realizada en una instalación nuclear italiana. El éxito de los trabajos ha permitido a esta empresa consolidarse como una referencia en los proyectos de desmantelamiento en Europa.

Con la empresa GD Energy Services ha colaborado el grupo de investigación del Departamento de Química y Nuclear de la Universidad Politécnica de Valencia y organismos de control ambiental italianos como ARPAT, ENEA-Bolonia y Atlas Services Srl, además de los mismos administradores del emplazamiento del CISAM, responsables de gestionar y coordinar el desmantelamiento del Reactor RTS-1 para acondicionar, neutralizar y retirar cuidadosamente y sin riesgo los elementos peligrosos contenidos en el reactor.

En el conjunto de tareas en las cuales han sido implicados los organismos mencionados, el trabajo llevado por el grupo de investigación de la UPV y que se detallará en este documento, ha sido la elección del tratamiento adecuado para los 700m³ de aguas provenientes del reactor RTS-1 una vez individuados los nucleidos radiactivos presentes en dichos efluentes. Las concentraciones de todos los radionucleidos después del tratamiento deben permanecer por debajo de los límites establecidos por ley para su autorización de descarga al medio ambiente.

Sucesivamente, se ha calculado la fórmula de descarga de dichos efluentes y se ha empleado un modelo matemático para determinar el transporte y dilución del vertido en el medio receptor con el fin de derivar el impacto radiológico en la zona de influencia. A tal fin se ha diseñado un modelo conceptual empleando el código GENII-FRAMES desarrollado por la EPA con el cual ha sido posible estimar la dosis máxima recibida por la población que se encuentra en proximidad del emplazamiento, debida a dosis externa, dosis interna y dosis por ingestión de alimentos animales y vegetales. Estos riesgos se expresan para tres grupos de población distintos, lactantes de 0 a 2 años, niños de 3 a 14 años, y adultos de 15 a 70 años.

El presente trabajo se estructura en la siguiente forma:

Una introducción, cuyo objetivo principal es el conocimiento de conceptos básicos sobre la radiactividad, las radiaciones y sus aplicaciones, temas fundamentales para la comprensión del este trabajo y que aparecen cada vez más en el campo profesional relacionado con el Medio Ambiente. A continuación se exponen los temas “delicados” que se desarrollan alrededor del problema de la radiación ionizante y las recomendaciones de la Comisión Internacional en Protección Radiológica (ICRP), que sienta las bases comunes, y a nivel mundial, de normas de protección radiológicas, legislación, directrices y prácticas para salvaguardar el hombre y el medio ambiente.

En el capítulo dos se hace una descripción de las unidades que componen las centrales nucleares y se proporciona una representación del Reactor Térmico Experimental “RTS-1 Galileo Galilei”, situado en proximidad de la ciudad de Pisa, en Italia. Este reactor se encuentra actualmente en fase de clausura y desmantelamiento. Por lo tanto se ha considerado apropiado explicar brevemente los procedimientos a seguir hacia el desmantelamiento de un reactor nuclear, como se consigue la neutralización y retirada cuidadosa y sin riesgo de las componentes peligrosas de la instalación, y cuáles son las problemáticas ambientales que se suelen presentar alrededor del emplazamiento.

En el capítulo tres se obtienen las concentraciones de radionucleidos del vertido, el cual constituye el término fuente para el cálculo de la dosis y el riesgo para los seres humanos. Se describe el tratamiento mediante evaporación en vacío que se ha seleccionado para los efluentes líquidos radiactivos proveniente del reactor RTS-1 y el cálculo de la fórmula de descarga del vertido que consintiera su liberación al medio ambiente sin riesgo radiológico alguno. Posteriormente se describe el modelo conceptual empleado y el diseño del código GENII desarrollado por la Agencia de Protección Ambiental de Estados Unidos (EPA), que ha permitido calcular las dosis recibida por la población cerca del emplazamiento.

En el capítulo cuatro se presentan los resultados de este trabajo. Se han estudiado los caminos de exposición - irradiación para el cálculo de dosis externa, inhalación e ingestión para el cálculo de dosis interna - a través de los cuales los radionucleidos liberados pueden alcanzar el hombre. Además, se han estudiado los riesgos para tres grupos de población distintos: lactantes, niños y adultos. Finalmente se han obtenido las dosis máximas que recibirá el individuo, para todos los grupos de edad y todos los caminos de exposición elegidos y se han comparado estos resultados con los límites específicos establecidos por la ley.

Finalmente, se presentan las conclusiones alcanzadas en este trabajo, las líneas futuras de estudio, bibliografía y referencias.

CAPITULO 1.

1. INTRODUCCIÓN

1.1 Nociones de Física Nuclear: Átomos y Radiaciones

Como ya es asumido, la materia está constituida por componentes fundamentales llamados *átomos*, o por grupos de átomos llamados *moléculas*. El átomo consta de un *núcleo*, neutrones y protones, y una *corteza*, los electrones. Se denomina *nucleido* a cualquier especie nuclear definida inequívocamente por su número atómico Z y másico A . Representado de la forma siguiente X_Z^A (Meyerhof, 1967).

La masa de un núcleo es ligeramente menor que la suma de las masas de los nucleones que lo componen (neutrones y protones). Esta diferencia de masa se denomina *defecto másico* (ΔM) y su equivalente energético (ΔE) es la *energía de enlace* que se libera al formarse el núcleo, es decir, la energía necesaria para separar el núcleo en sus nucleones constituyentes.

Dividiendo ΔE por el número de nucleones se obtiene la *energía media de enlace* E_b , que proporciona información sobre la estabilidad del núcleo. Concretamente E_b da un orden de magnitud de la energía que hay que aportar para extraer un nucleón del núcleo, así como la energía que se libera al incorporarse el nucleón al núcleo. Un núcleo será tanto más estable cuanto mayor sea E_b . En la figura 1 se representa E_b en función del número másico A .

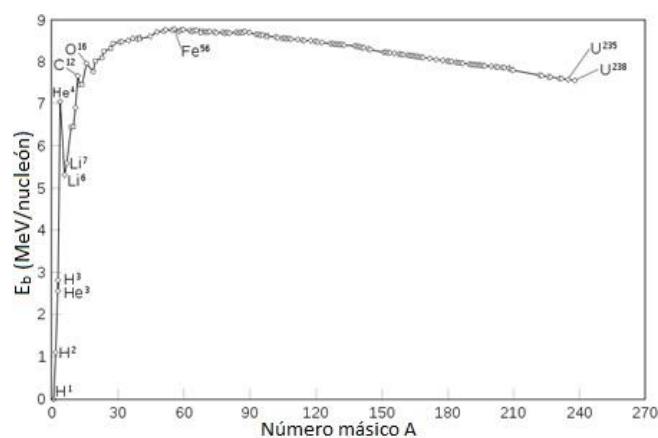


Figura 1: Energía media de enlace por nucleón (fuente: Jorba y Ortega, 2001).

Esta curva permite explicar los dos procesos de liberación de energía a partir del núcleo atómico. Los núcleos son más estables cuanto mayor es su energía de enlace por nucleón, por lo que todo proceso en que uno o varios núcleos con energía de enlace por nucleón pequeña, se convierten en otro núcleo con energía de enlace por nucleón mayor, debe ir acompañado por cierta liberación de energía.

De esta forma, cuando se unen dos núcleos ligeros (menos estables) para formar un núcleo más pesado y más estable, se tiene un proceso de *fusión nuclear*, mientras que la división de un núcleo pesado con $A > 50$ (menos estables) para obtener núcleos más ligeros y más estables constituye el proceso de *fisión nuclear* (Kaplan, 1970; Evans, 1955).

La *radiación electromagnética* se puede definir como un paquete de ondas transversales formadas por un campo eléctrico y uno magnético perpendiculares, que se propagan en el vacío a la velocidad de la luz. En *física de radiaciones e ingeniería nuclear* se utiliza usualmente el término espectro para representar la variación del número de partículas en función de la energía. El espectro de la radiación electromagnética se representaría pues, mediante la variación del número de fotones en función de la energía, pero también se puede utilizar la frecuencia o la longitud de onda, ya que existe proporcionalidad entre estas variables.

El conjunto de todas las radiaciones electromagnéticas constituye un espectro continuo representado en la figura 2 de forma general. Es decir, no se cuantifica el número de fotones, sino que se indican los distintos tipos conocidos de radiación electromagnética, situándolos en una zona energética del espectro y relacionándolos también con la frecuencia y la longitud de onda de la radiación (Jorba y Ortega, 2001).

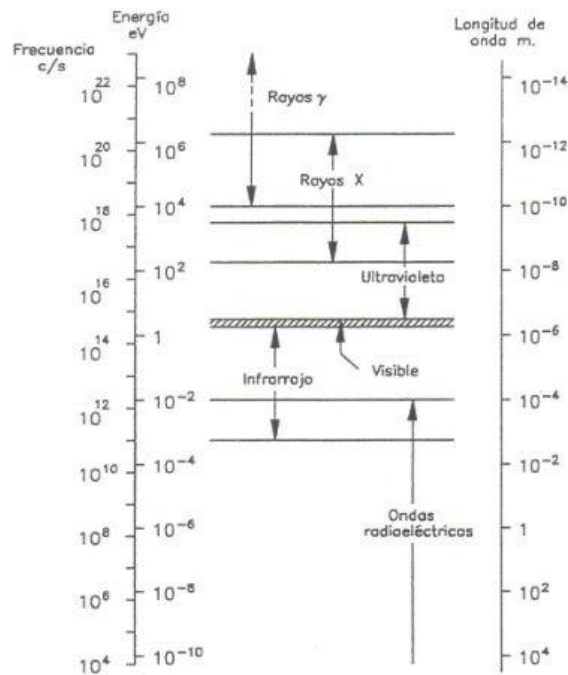


Figura 2: Espectro de la radiación electromagnética (fuente: Diago, 2003).

Como puede verse en la figura, el espectro continuo tiene gran amplitud, que van desde longitudes de onda muy pequeñas, del orden de 10^{-14} metros, hasta valores extraordinariamente grandes, del orden de 10^4 metros. Se trata en todos los casos de radiación electromagnética, es decir, de ondas que se propagan en el vacío con la misma velocidad. La diferencia entre un tipo y otro estriba en su longitud de onda, y por tanto en su frecuencia y energía.

En el estado normal de un átomo, los electrones de la corteza atómica ocupan las capas de menor energía. No obstante, si se les proporciona la energía necesaria, los electrones pueden pasar a niveles energéticos superiores, quedando el átomo en estado *excitado*.

Cuando los electrones desplazados vuelven a sus orbitas normales, devuelven la energía suministrada mediante la emisión de fotones de radiación electromagnética. Si se le aporta energía suficiente a un electrón para arrancarlo del átomo, se dice que el átomo está *ionizado* (Kaplan, 1970).

En cuanto a los *rayos X*, se trata de una radiación de frenado (*Bremsstrahlung*) producida cuando un haz de partículas cargadas y con elevada velocidad, se frena bruscamente en el campo eléctrico de los átomos, de modo que gran parte de su energía cinética se convierte en radiación electromagnética, emitiendo fotones.

Los *rayos gamma* (γ) son un tipo de radiación electromagnética producidos a consecuencia de transiciones entre distintos niveles energéticos del núcleo, al producirse la desexcitación de éste.

Los núcleos atómicos, de igual modo que los átomos, pueden encontrarse en un estado fundamental con energía mínima, o en estado excitados con niveles de energía superiores. La excitación de los núcleos tiene lugar por medio de una *reacción nuclear* y, el exceso de energía es el que se emite en forma de radiación gamma.

Las energías de excitación de los núcleos suelen ser superiores a las de los átomos, por lo que los fotones γ tienen una energía superior y mayor poder de penetración que los rayos X (Milano, 2011).

1.2 Desintegración Radiactiva

Aquellos nucleidos que no experimentan transformaciones nucleares espontaneas se denominan *nucleidos estables*, mientras que los que sufren transformaciones en ausencia de acciones externas son *nucleidos inestables o radiactivos*. Dichos nucleidos, también llamados ***radionucleidos***, irán desapareciendo con el tiempo para formar otros (Meyerhof, 1967; Glasstone y Sesonke, 1975).

El inicio del estudio de la estructura nuclear tuvo lugar a finales del siglo XIX. Después de muchos años de investigación se encontró que existían núcleos radiactivos de origen natural, que emitían diferentes tipos de radiación, caracterizada por su penetrabilidad, como se puede observar en la figura 3.

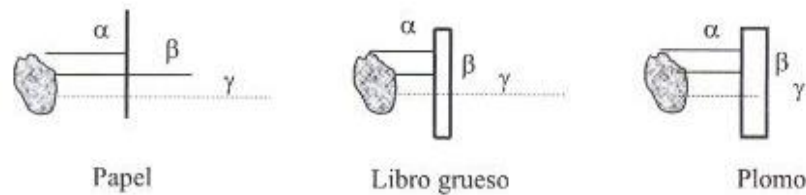


Figura 3: Penetrabilidad de los distintos tipos de radiación (fuente: Diago, 2003).

Radiación α , formada por núcleos de helio (2 protones y 2 neutrones) con poca penetración. Se trata de una inestabilidad dinámica y su espectro es discreto.

Radiación β , formada por electrones o positrones, con penetración media en la materia. Se trata de una inestabilidad producida por un desequilibrio en el número de neutrones. Tiene un espectro continuo.

Radiación γ , de naturaleza idéntica a la radiación electromagnética pero producida por excitación y desexcitación del núcleo. Sin carga y con gran penetración en la materia. El espectro es discreto.

La **radiactividad** es la propiedad que presentan los radionucleidos de desintegrarse, emitiendo radiaciones (las descritas anteriormente) y dando lugar a otras especies nucleares. La radiactividad así descubierta se denomina *natural* por existir en la naturaleza desde el origen de los tiempos. Subsiguientemente, se obtuvieron nucleidos radiactivos de forma artificial, comprobándose que presentaban fenómenos idénticos a los de los radionucleidos naturales. La *radiactividad artificial* posee las mismas leyes y modos de desintegración. Sólo es diferente el origen de los radionucleidos (Evans, 1955).

A este punto es conveniente aludir el concepto de *estabilidad nuclear*. La existencia de nucleidos estables es una consecuencia directa del hecho de que las fuerzas nucleares son mucho más intensas que las fuerzas electromagnéticas. Para abordar el problema de forma semiempírica, se pueden representar los nucleidos estables conocidos (aproximadamente 280), en un diagrama N-Z. Estos nucleidos se sitúan dentro de una franja relativamente estrecha, tal como puede verse en la figura 4, poniendo de manifiesto que, por un lado, para los nucleidos estables, la relación N/Z ha de estar entre ciertos límites y,

por otro lado, que los nucleidos que presentan una relación N/Z superior o inferior al valor correspondiente a la franja de estabilidad serán inestables y se desintegrarán de manera espontánea, emitiendo partículas o radiaciones y transformándose en nucleidos diferentes. En el caso en el que el nucleido producido sea inestable se repite el proceso hasta obtener un nucleido estable (cadena de procesos radiactivos).

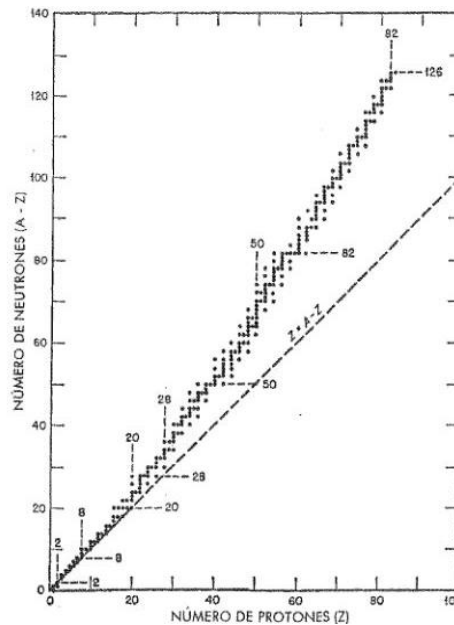


Figura 4: Curva de estabilidad nuclear (fuente: Jorba y Ortega, 2001).

Otro aspecto interesante a destacar en la figura 4 es la relación N/Z de los núcleos estables. Para los núcleos ligeros los nucleidos estables se agrupan en torno a la recta $N=Z$, y por lo tanto estos núcleos tienen igual número de protones que de neutrones. Para núcleos más pesados, los nucleidos estables se alejan de la recta y presentan un número de neutrones N superior al de protones Z .

Este resultado sugiere que hay alguna propiedad de las fuerzas nucleares asociada con la igualdad del número de protones y neutrones y que en el caso de los núcleos pesados el exceso de neutrones es necesario para poder compensar la creciente importancia relativa de la repulsión coulombiana de los protones (Meyerhof, 1967).

La **Actividad** (A) de una muestra radiactiva es el número de transformaciones nucleares, o desintegraciones, que tienen lugar por unidad de tiempo. Es por tanto, una

medida de la velocidad de desintegración de los núcleos de los átomos que constituyen el material radiactivo:

$$A = -\frac{dN}{dt} \quad (1)$$

siendo N el número de núcleos presentes en el instante t y dN los que desaparecen en el dt siguiente. El signo menos indica que se trata de desaparición de núcleos. La dependencia temporal de las desintegraciones es común a todos los tipos de radiación y por tanto independiente de la radiación emitida. La unidad de actividad en el SI es el **becquerel (Bq)**, igual a una desintegración por segundo.

La actividad de una muestra radiactiva es proporcional al número de núcleos presentes en la misma en cada instante.

$$A = \lambda N \quad (2)$$

La constante de proporcionalidad se denomina *constante de desintegración radiactiva* λ y es el principal parámetro característico de cada radionucleido.

De las dos ecuaciones anteriores se obtiene la ley fundamental de la desintegración radiactiva:

$$\frac{dN}{dt} = -\lambda N \quad (3)$$

que integrada, permite escribir:

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t} \quad (4)$$

donde N_0 representa el número de núcleos de la muestra radiactiva presentes en el instante inicial $t=0$, y $N(t)$ es el número de núcleos que permanecerá en un instante t posterior.

Se puede obtener una expresión similar para la actividad, ya que es proporcional al número de núcleos radiactivos en un instante dado. Multiplicando la ecuación (4) por λ , se obtiene:

$$A(t) = A_0 e^{-\lambda t} \quad (5)$$

La constante de desintegración radiactiva λ representa la probabilidad de que un núcleo se desintegre en la unidad de tiempo, como puede obtenerse de la ecuación:

$$\lambda = \frac{dN/N}{dt} \quad (6)$$

La constante λ se expresa con unidades de tiempo $[T^{-1}]$ e identifica unívocamente a cada radionucleido.

El *Período de semidesintegración* ($T_{1/2}$) es el intervalo de tiempo necesario para que el número de núcleos de una muestra radiactiva se reduzca a la mitad:

$$T_{1/2} = \frac{\ln 2}{\lambda} \quad (7)$$

La *Vida media* τ es el promedio de vida de los núcleos de un radionucleido, antes de desintegrarse. Es la inversa de la constante de desintegración radiactiva.

En la figura 5, que representa la ley de desintegración radiactiva, se observa como la actividad de una muestra radiactiva se reduce a la mitad la actividad inicial, cuando transcurre un tiempo $t = T$, a la cuarta parte para $t = 2T$, a la octava parte para $t = 3T$, etc..

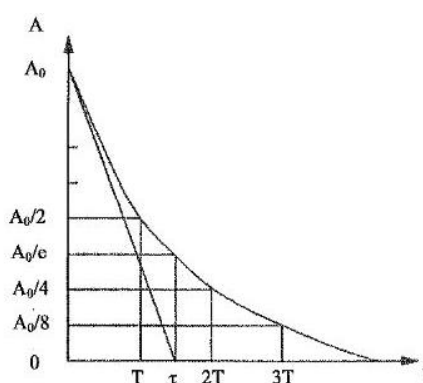
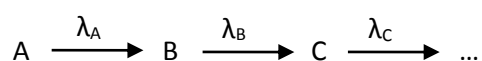
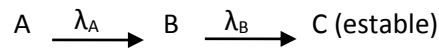


Figura 5: Ley de desintegración radiactiva (fuente: Evans, 1955).

Cuando un nucleido radiactivo A se desintegra dando lugar a un nucleido B, que a su vez es radiactivo, se origina una cadena de desintegración radiactiva que se puede representar del siguiente modo (Glasstone y Sesonske, 1975):



donde λ_A , λ_B , λ_C ,... son las constantes de desintegración de los nucleidos A, B, C,... respectivamente. El caso más simple de cadena radiactiva es aquél en el que el núcleo C es estable:



A continuación se estudia la evolución temporal del número de núcleos de A, B y C considerando que en el instante inicial sólo hay N_0 núcleos de la sustancia A (Segré, 2003).

La variación con el tiempo del número de núcleos se obtiene haciendo un balance entre los aportes por desintegración del anterior miembro de la cadena y las pérdidas por desintegración del actual. Es decir, la ecuación general para el nucleido i será:

$$\frac{dN_i}{dt} = \lambda_{i-1} N_{i-1} - \lambda_i N_i \quad (8)$$

Para el caso expuesto, con $\lambda_C=0$ por ser C estable, se plantean las siguientes ecuaciones:

$$\begin{aligned} \frac{dN_A}{dt} &= -\lambda_A N_A \\ \frac{dN_B}{dt} &= \lambda_A N_A - \lambda_B N_B \\ \frac{dN_C}{dt} &= \lambda_B N_B \end{aligned} \quad (9)$$

La integración de estas ecuaciones, con las condiciones expuestas, conduce a las soluciones:

$$\begin{aligned} N_A &= N_0 e^{-\lambda_A t} \\ N_B &= \frac{\lambda_A}{\lambda_B - \lambda_A} N_0 [e^{-\lambda_A t} - e^{-\lambda_B t}] \\ N_C &= N_0 \left[1 + \frac{\lambda_B}{\lambda_A - \lambda_B} e^{-\lambda_A t} - \frac{\lambda_A}{\lambda_B - \lambda_A} e^{-\lambda_B t} \right] \end{aligned} \quad (10)$$

Estas funciones temporales se representan en la figura 6, de cuyo análisis se pueden extraer las siguientes consecuencias:

- ✓ N_A decrece exponencialmente siempre.

- ✓ N_B es creciente hasta un máximo y luego decreciente.
- ✓ N_C que es el producto final estable, crece siempre, primero lentamente y más rápidamente al aumentar t , aproximándose asintóticamente a N_0 .

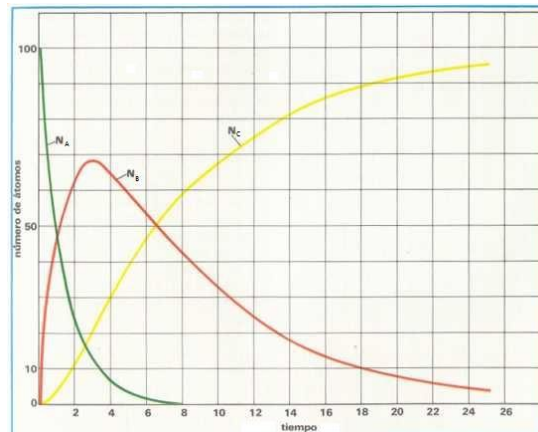


Figura 6: Evolución de una serie radiactiva de tres nucleidos con el tiempo (fuente: www.google.com).

Para un tiempo suficientemente largo toda la sustancia A se convierte en C. Y esto ocurrirá también para cadenas más largas. Un ejemplo claro se puede encontrar en las series radiactivas naturales que se presentan en el Anexo 1 de este trabajo, para quién tenga interés en conocer los radionucleidos que entran en juego en las series del Torio Th_{90}^{232} , del Actinio U_{92}^{235} y del Uranio U_{92}^{238} (Goded y Serradell, 1975).

1.3 Interacción de la Radiación con la Materia

Las radiaciones emitidas por los núcleos de los átomos interaccionan con los órganos de los sentidos humanos, sin embargo el hombre no es capaz de percibirlos. Por ello es imprescindible conocer las propiedades de las radiaciones y cómo es posible registrarla, clasificarla y determinar su contenido energético.

La radiación penetra en la materia e interacciona con la misma perdiendo parcial o totalmente su energía, que es absorbida por el medio donde interacciona. Esta *transferencia de energía* es la causa de los distintos efectos producidos por la radiación sobre la materia. La comprensión de estos fenómenos permitirá prevenir y minimizar los daños de los mismos (Jorba y Ortega, 2001; Serradell et al., 1988).

Los parámetros que describen los efectos de la radiación son los siguientes:

- **Tipo de radiación**, en la que influye principalmente la carga eléctrica y la masa.
- **Energía de la radiación**.
- **Medio con el que interacciona**.

Además, esta interacción se puede producir mediante tres tipos de colisión:

- **Colisión elástica**: en la que la partícula se desvía y cede energía cinética al átomo con los que interacciona pero no se produce alteración ni atómica ni nuclear.
- **Colisión inelástica**: la partícula choca con los átomos del medio que atraviesa, modificando su estructura electrónica. Se puede producir la excitación del electrón o su expulsión del átomo, es decir, ionizaciones.
- **Colisión radiativa**: en la cual la partícula se frena o se desvía en la interacción, y emite radiación electromagnética.

Cuando una partícula cargada atraviesa la materia, va perdiendo su energía principalmente mediante colisiones inelásticas. Normalmente la energía media de excitación e ionización de los átomos es pequeña en relación a la de la partícula incidente, por lo que ésta sólo pierde una pequeña fracción de energía en cada colisión.

Por otra parte, el número de interacciones por unidad de recorrido es bastante elevado para una partícula cargada, debido a la elevada densidad electrónica del medio. En consecuencia se puede considerar que su pérdida de energía a lo largo del recorrido se produce de forma continua. Ese concepto se describe de forma cuantitativa mediante el *poder de frenado*:

$$S(E) = \left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{ionización/excitación}} + \left(-\frac{dE}{dx}\right)_{\text{radiación}} \quad (11)$$

El *Alcance* de una partícula cargada se define como la distancia máxima (recorrido total, supuesto rectilíneo) de penetración en un medio material y se expresa en función del poder de frenado:

$$R = \int_0^E dx = \int_0^E \frac{1}{S(E)} dE \quad (12)$$

Si en las colisiones inelásticas de una partícula cargada con el medio, la energía transferida es suficiente para arrancar un electrón del átomo, se producirá la ionización de éste, creándose un *par iónico* formado por el electrón arrancado (ion negativo) y el átomo al que le falta un electrón (ion positivo). Las partículas cargadas producen ionización directa, dejando una estela de pares iónicos al atravesar la materia y se les llama **radiaciones directamente ionizantes**.

Se define la *ionización específica* de una radiación como el número de pares iónicos formados por unidad de longitud de su recorrido en la materia. Se trata de un parámetro muy importante para estimar los efectos de las radiaciones ionizantes. La ionización específica depende del medio, de la masa, de la carga y energía de la partícula. Por esto las partículas α suelen tener mayor ionización que las partículas β .

La radiación γ no tiene carga, por lo que apenas producen ionización directa. Arrancan algunos electrones que serán los que producirán la ionización referida anteriormente. Por lo tanto, se dice de esta radiación electromagnética que es **indirectamente ionizante**, mientras que la correspondiente al espectro visible (visto en la figura 2) y energías inferiores forma parte de las **radiaciones no ionizantes**. Los tipos de interacción de los fotones con la materia dependen del intervalo de energía del fotón incidente. Para bajas energías, el efecto más probable es el fotoeléctrico, a energías medias predomina el efecto Compton y para altas energías la producción de pares.

En el caso de la radiación electromagnética es difícil hablar de alcance ya que la atenuación sigue una ley exponencial. Sin embargo, se puede comprobar la penetración de un haz en distintos materiales. Para ello se introduce el concepto de *espesor de semirreducción* $x_{1/2}$, que se define como el espesor material necesario para atenuar el haz incidente hasta la mitad del valor inicial.

Es evidente el paralelismo con el período de semidesintegración y se puede hallar a partir de la expresión:

$$x_{1/2} = \frac{\ln 2}{\mu} \quad (13)$$

llamando μ a la constante de proporcionalidad, que recibe el nombre de *coeficiente de atenuación lineal* de la radiación electromagnética [L^{-1}].

Esta pérdida de fotones en el haz puede ocurrir por dos vías: *absorción* y *dispersión*. Sólo la primera da lugar a cesión de energía al medio, pero ambas contribuyen a la atenuación del haz de fotones. No obstante, los fotones dispersados pueden volver al haz tras nuevas dispersiones, por lo que la intensidad del haz residual tras atravesar un espesor de absorbente será mayor de la prevista en la ecuación anterior ya que incluirá además, parte de los fotones dispersados. Para tener en cuenta este hecho, se modifica la *ley de atenuación* introduciendo el llamado *factor de acumulación* $B(\mu x)$:

$$I(x) = I_0 B(\mu x) e^{-\mu x} \quad (14)$$

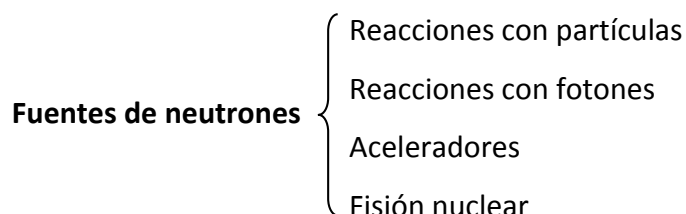
El factor de acumulación depende de la naturaleza del material, de su espesor y de la energía de los fotones a través del producto (μx) , y debe tenerse en cuenta en el cálculo de blindajes. Para determinar los factores de acumulación se hace referencia a la relación:

$$B = \frac{[tasa\ de\ dosis\ por\ radiación\ primaria] + [tasa\ de\ dosis\ por\ radiación\ secundaria\ y\ dispersa]}{[tasa\ de\ dosis\ por\ radiación\ primaria]}$$

En cada corchete se representa la energía absorbida por unidad de masa y tiempo a causa de la radiación referenciada. De este modo se evaluará el factor de acumulación (que serán iguales o mayores que uno) a partir de los efectos de la radiación (Segré, 2003).

Posteriormente a las nociones proporcionadas sobre tipos de radiación e interacción con la materia de las partículas cargadas y de la radiación electromagnética, hay que hacer un pequeño paréntesis para los *neutrones*. Los neutrones al no tener carga no producen ionización directa ni radiación de frenado. Del mismo modo que para la radiación electromagnética, la atenuación de un haz de neutrones al atravesar la materia, puede darse

por absorción o difusión. La peligrosidad de los neutrones radica en las radiaciones emitidas por los *productos de las reacciones* que pueden inducir, principalmente en las reacciones de *activación*, en las que un núcleo estable se convierte en uno radiactivo tras la interacción con neutrones. Por otra parte estas reacciones son muy útiles para producir radioisótopos, como el Co-60 utilizado en terapia antitumoral.



1.4 Dosimetría de la Radiación

La exposición del organismo a una radiación (luz solar, calor de una estufa, radiaciones nucleares, ionizantes o no ionizantes) supone la absorción de una parte de la energía de dicha radiación, lo cual puede dar lugar a un determinado efecto (aumento de temperatura corporal u otros). Pero el organismo humano es incapaz de notar las radiaciones nucleares, incluso para intensidades muy elevadas. Por ello, se ha hecho necesario definir magnitudes y unidades que permitan caracterizar cuantitativamente la radiación y sus efectos. Este es el objetivo de la *Dosimetría* (Jorba y Ortega, 2001).

Las más importantes de las magnitudes relacionadas con la dosimetría son Exposición, Dosis absorbida, Dosis equivalente y Dosis efectiva, como se detalla a continuación:

➤ *Exposición*. Ese concepto se introdujo para relacionar las causas con los efectos de la ionización producida por los rayos X en un medio gaseoso. Se definió la exposición, sólo para fotones, como variación del valor absoluto de la carga total de los iones del mismo signo producidos en el aire cuando todos los electrones liberados por los fotones en un volumen elemental de aire de masa dm , se han detenido completamente. Su ecuación es:

$$X = \frac{dQ}{dm} \quad (15)$$

y su unidad en el Sistema Internacional es el Coulomb/kilogramo [C/kg].

➤ *Dosis absorbida.* Esta magnitud se refiere a cualquier material y caracteriza la energía absorbida por un medio material en un punto. Considerando un volumen elemental de masa dm , centrado en dicho punto P , se define como:

$$D = \frac{d\bar{\epsilon}}{dm} \quad (16)$$

donde $d\bar{\epsilon}$ es la energía media impartida a la masa dm por la radiación ionizante. Su unidad en el SI es el Gray (Gy), es decir la absorción de 1 julio en 1 kilogramo de masa [1 J/kg].

La dosis absorbida, D_T , promediada sobre el órgano o tejido T , viene dada por:

$$D_T = \frac{\epsilon_T}{m_T} \quad (17)$$

donde ϵ_T es la energía media total impartida en un órgano o tejido T , y m_T es la masa de ese órgano o tejido.

➤ *Dosis equivalente.* Como el daño biológico producido por la radiación depende, a igualdad de dosis absorbida, de la naturaleza de la radiación, se introdujo el concepto de dosis equivalente para tener en cuenta la diferente efectividad biológica de distintos tipos de radiación. La dosis equivalente se define como la dosis absorbida, en el tejido T , ponderada en función del tipo y la calidad de la radiación R . Viene dada por la fórmula:

$$H_T = W_R D_{T,R} \quad (18)$$

siendo $D_{T,R}$ la dosis absorbida promediada sobre el órgano o tejido T , procedente de radiación R , y W_R es el factor de ponderación de la radiación R (tabla I). Como w_R no tiene dimensiones, la unidad de la dosis equivalente, H_T , en el Sistema Internacional es el Sievert (Sv) es decir, la dosis equivalente correspondiente a una dosis absorbida de 1 Gy.

Cuando el campo de radiación se compone de tipos de radiación y energías con valores diferentes de W_R la dosis equivalente total, H_T viene dada por la fórmula:

$$H_T = \sum_R W_R D_{T,R} \quad (19)$$

Tabla I: Factores de ponderación de la radiación (fuente ICRP).

| Tipo de radiación e intervalo de energía | | Factor de ponderación (W_R) |
|--|--------------------|---|
| Fotones, todas las energías | | 1 |
| Electrones y muones, todas las energías | | 1 |
| Neutrones | Energía < 10 keV | 5 |
| | > 10 keV a 100 keV | 10 |
| | > 100 keV a 2 MeV | 20 |
| | > 2 MeV a 20 MeV | 10 |
| | > 20 MeV | 5 |
| Protones, salvo los de retroceso, de energía > 2 MeV | | 5 |
| Partículas alfa, fragmentos de fisión, núcleos pesados | | 20 |

➤ **Dosis efectiva.** Se define como la suma ponderada por tejido de las dosis equivalentes en todos los tejidos y órganos especificados del cuerpo, debidas a irradiaciones internas y externas. Se estima mediante la fórmula:

$$E = \sum_T W_T \sum_R W_R D_{T,R} \quad o \quad E = \sum_T W_T H_T \quad (20)$$

Tiene en cuenta la irradiación no uniforme del cuerpo y las diferentes susceptibilidades de los diversos órganos y tejidos. Este concepto se introdujo para asegurar que el valor de detrimento (riesgo) sea independiente de la distribución de la dosis (uniforme o no). En la formula, H_T o $W_R D_{T,R}$ es la dosis equivalente en el órgano o tejido T; y W_T es el factor de ponderación tisular del tejido u órgano T (tabla II). Como para la dosis absorbida, también para la dosis efectiva la unidad en el SI es el Sievert (Sv).

Tabla II: Factores de ponderación tisular (fuente ICRP).

| <i>Tejido u órgano</i> | <i>Factor de ponderación (W_T)</i> |
|-------------------------------|--|
| Gónadas | 0.20 |
| Médula ósea (roja) | 0.12 |
| Colon | 0.12 |
| Pulmón | 0.12 |
| Estómago | 0.12 |
| Vejiga | 0.05 |
| Mama | 0.05 |
| Hígado | 0.05 |
| Esófago | 0.05 |
| Tiroides | 0.05 |
| Piel | 0.01 |
| Superficie de los huesos | 0.01 |
| Resto del organismo | 0.05 |

De las definiciones anteriores se puede concluir que el objetivo principal de la *dosimetría* es la determinación de las dosis, o tasa de dosis si se tiene en cuenta su variación con el tiempo, absorbida en un medio, y depende del tipo de radiación, de su intensidad y de la naturaleza del material irradiado.

Puesto que la interacción de la radiación con la materia posee características diferentes por cada tipo de radiación, conviene realizar el análisis separadamente para partículas cargadas y fotones.

Para *partículas cargadas*, la dosis absorbida se puede expresar en función de la transferencia lineal de energía L, como la energía transferida al medio por unidad de recorrido debido a colisiones inelásticas.

$$D = \frac{\sum_{i=1}^n \int_{x_i} L_i dx}{dm} \quad (21)$$

estando extendido el sumatorio a todas las partículas individuales y la integración a cada trayectoria x_i de las mismas dentro del medio receptor.

Para *fotones*, la tasa de dosis absorbida se puede obtener multiplicando el coeficiente másico de absorción de energía (μ_a/ρ) por la fluencia energética (φ_E):

$$\dot{D} = \varphi_E \frac{\mu_a}{\rho} \quad (22)$$

El coeficiente másico de absorción de energía (μ_a/ρ) se suele encontrar tabulado en muchas bibliografías, y se define como el cociente entre la fracción de energía de los fotones incidentes que es absorbida por unidad de longitud y la densidad del medio. Mientras que la fluencia energética (φ_E) es el producto de la tasa de fluencia por la energía de las partículas, donde la tasa de fluencia indica el número de partículas (alfa, electrones, fotones,...) que atraviesan una superficie unidad, por unidad de tiempo:

$$\phi = \frac{dN}{dt}; \quad \varphi = \frac{d\phi}{dt}; \quad \varphi_E = \varphi E. \quad (23)$$

En la fórmula de la tasa de dosis absorbida \dot{D} , φ_E se expresa en [MeV/cm²-s] y μ_a/ρ en [cm²/g]. Por lo que para obtener la tasa de dosis en [Gy/s], unidades del SI, se introduce un factor de conversión de unidades k que tenga en cuenta la actividad de la muestra y el esquema de desintegración que permite conocer la energía de cada fotón emitido, así como los porcentajes de cada desintegración.

Considerando una fuente y **puntual e isotrópica**, la tasa de dosis es proporcional a la actividad de la fuente e inversamente proporcional al cuadrado de la distancia. La expresión anterior se quedará como:

$$\dot{D} = k_D \frac{A}{r^2} \quad (24)$$

siendo k_D la constante energética de la radiación y para la tasa de dosis absorbida para un emisor dado, la cual engloba un cambio de unidades y diversas consideraciones, como la probabilidad de emisión de fotones, emisión de éstos desde el centro de una esfera, etc...

1.5 Efectos Biológico de la Radiación y Protección Radiológica

Antes de entrar en el estudio de los efectos que la radiación ionizante produce en el organismo, conviene introducir algunos conceptos importantes de Biología, como la composición y estructura de la célula, los procesos de división celular y las agrupaciones de células en el organismo humano.

Todos los seres vivos están constituidos por un material orgánico llamado *protoplasma* el cual a su vez está organizado en unidades independientes que se denominan *células* (figura 7). Pueden existir organismos simples (unicelulares) formados por una sola célula, o complejos (pluricelulares) formados por muchas células también distintas entre sí por su tamaño, forma o función. En estos organismos pluricelulares las células que cumplen la misma función pueden estar agrupadas formando *tejidos*. A su vez los tejidos pueden agruparse para formar una unidad funcional llamada *órgano*, el cual tendrá una actividad biológica específica. Y finalmente, los órganos cuya funciones están interrelacionadas se agrupan formando *sistemas* (como el vascular, el respiratorio, etc.).

Biológicamente las células de las distintas partes del cuerpo son muy diferentes (hay células de la sangre, células de la piel, células de los huesos, células de los músculos, etc.) no obstante, algunas de sus características básicas tanto funcionales como morfológicas son comunes a todas ellas.

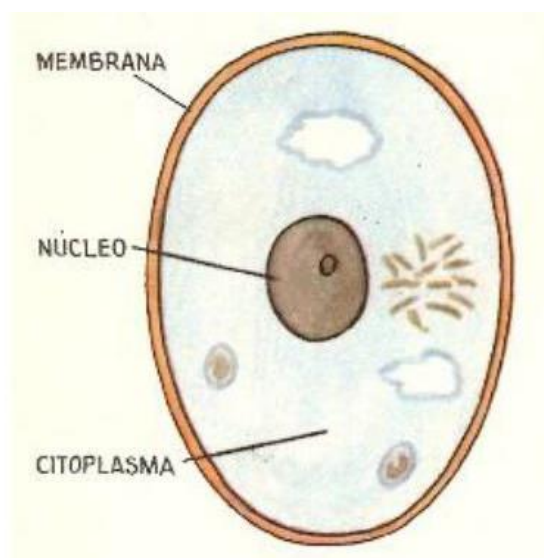


Figura 7: Esquema simplificado de la estructura de una célula (fuente: Ponce Mateos, 2013).

Una célula está compuesta de un núcleo rodeado de citoplasma y ambos son contenidos por una membrana. Aunque altamente complejo en estructura, el núcleo y el citoplasma contienen aproximadamente el 70% de agua, además de componentes inorgánicos (sales minerales) y componentes orgánicos (proteínas, hidratos de carbono, lípidos y ácido nucleicos). Los *ácido nucleicos* son macromoléculas compuestas del **DNA** (que almacena la información genética) y el **RNA** (que actúa como transmisor de la información que da lugar a la síntesis de proteínas).

Las sustancias que forman la célula están en constante actividad y reaccionan químicamente con otras para formar nuevos compuestos que sirven para que la célula crezca, cumpla sus funciones y se reproduzca. La parte vital de la célula es el núcleo, un cuerpo pequeño que dirige el trabajo de las células: controla el crecimiento normal de la célula, el inicio de la división celular y la recuperación de las células dañadas. El núcleo tiene gran importancia en la herencia biológica, ya que cuando las células se dividen los cromosomas (que constituyen el principal componente del núcleo) transmiten la información genética de célula a célula.

Un cromosoma contiene numerosos genes dispuestos según una sucesión lineal determinada y cada gen tiene que realizar una función concreta para el mantenimiento de la célula. Los genes a su vez, están contenidos en la macromolécula de DNA que como se ha dicho anteriormente contiene toda la información genética. Las alteraciones que pueden ocurrir en el DNA producirán un importante efecto sobre la célula, denominado **mutación**, que puede ser tan ligero que no se manifieste claramente en la célula y resulte inocuo para la misma, o ser una alteración importante que llegue a producir la muerte de la célula, o que tal vez sea más grave, inducir a que la célula no realice correctamente una determinada función y que esa alteración se transmita a las células hijas o a la descendencia.

Lo que hay que tener en cuenta es que los daños en la molécula del DNA se pueden reparar en la mayoría de los casos ya que todos los seres vivos presentan mutaciones espontaneas; el peligro de las radiaciones radica en el hecho que puedan aumentar el

número y probabilidad de ocurrencia de dichas mutaciones, situando al organismo en condiciones anormales, tal vez difíciles de superar.

En el cuerpo, la médula ósea, tejidos linfáticos y los órganos reproductores están entre los más radio sensibles. Músculo y células óseas están entre los menos sensibles. La curación de las radiolesiones depende de la capacidad de recuperación celular del órgano y de la dosis de radiación recibida y se puede producir por:

- ✓ *Regeneración.* Las células muertas del órgano se sustituyen por células del mismo tipo, no afectadas. La regeneración permite que el órgano recupere su normalidad morfológica y funcional.
- ✓ *Reparación.* Si no es posible la regeneración, las células dañadas son sustituidas por células de tipo distinto, formándose una fibrosis o cicatriz. La reparación puede producir una funcionalidad disminuida del órgano.

Los *efectos biológicos de las radiaciones ionizantes* (α , β , γ , x) representan el esfuerzo de los seres vivos para controlar la energía que han absorbido como consecuencia de la interacción con alguna radiación ionizante. Dichos efectos dependen, entre otros factores, de la dosis absorbida y su distribución (topográfica y cronológica), de la sensibilidad del organismo, de la capacidad de recuperación celular y del tipo y características de la radiación.

La *interacción de las radiaciones ionizantes con la materia viva* tiene las siguientes características:

- Es probabilística, es decir, puede o no haber interacción y si la hay pueden o no producirse daños;
- Es no selectiva, la radiación no “elige” ninguna zona concreta de la célula, ya que la energía procedente de la radiación se deposita de forma aleatoria;
- La posible lesión producida por la radiación no es específica de la misma en cuanto los mismos daños pueden producirse por otras causas y no es posible distinguir unos de otros;

- Un efecto específico es independiente de la naturaleza de la radiación que lo produce, pero sí dependerá de la intensidad de las lesiones;
- La duración de la interacción es muy corta, el depósito de energía tiene lugar en $\approx 10^{-17}$ segundos;
- Los efectos biológicos de las radiaciones se manifiestan tras un período de latencia, que depende de la dosis y puede variar desde unos minutos hasta semanas e incluso años;
- La acción de las radiaciones ionizantes sobre la célula es siempre de tipo lesivo, es decir, siempre se produce un “daño” a la célula y nunca un “beneficio”, aunque en muchas ocasiones se utilicen las radiaciones para dañar ciertos tipos de células, como ocurre en radioterapia antitumoral.

Según el **ICRP** (Comisión Internacional de Protección Radiológica), la mayoría de los efectos adversos para la salud debidos a la exposición a la radiación ionizante pueden agruparse en dos categorías:

- ❖ *Efectos estocásticos*, es decir, cáncer y efectos heredables implicados, desarrollo de cáncer en los individuos expuestos debido a la mutación de células somáticas o enfermedad heredable en su progenie debido a la mutación en células reproductoras (germinales); son aquellos efectos cuya probabilidad de incidencia, y no su gravedad, depende de la dosis.
- ❖ *Efectos no estocásticos* (reacciones tisulares nocivas) debidos principalmente a la muerte/defectos en el funcionamiento de las células tras dosis elevadas; se caracterizan porque su gravedad depende de la dosis, existiendo valores umbral por debajo de los cuales no se manifiestan.

La **protección radiológica** tiene como finalidad la protección de los individuos contra los riesgos derivados de las actividades humanas que puedan causar irradiación, siendo imprescindible **Prevenir** la ocurrencia de efectos no estocásticos perjudiciales, y **Reducir** la probabilidad de incidencia de los efectos estocásticos hasta un nivel tolerable.

La *ICRP* ha establecido, e introducido en sus recomendaciones publicadas, un sistema de limitación de dosis basado en tres requisitos fundamentales:

- **Justificación:** no deberían autorizarse actividades que causen la exposición del hombre, salvo que dichas actividades produzcan un beneficio neto positivo considerable.
- **Optimización:** toda exposición debe mantenerse tan baja como sea razonablemente alcanzable (criterio ALARA: As Low As Reasonably Achievable).
- **Limitación** de la dosis: las dosis recibidas no podrán superar nunca los límites recomendados.

Con respecto a su exposición, la población en su conjunto se puede dividir en tres grupos: trabajadores expuestos, miembros del público y personas en formación o estudiantes. Cada grupo está sometido a diferentes controles de la exposición y son también distintos los límites de dosis que se aplican.

Los límites para los efectos no estocásticos, se establecen en términos de **dosis equivalente**, considerando los valores de dosis umbral para cada efecto en los distintos órganos, mientras que los límites para controlar los efectos estocásticos se expresan en función de la **dosis efectiva** y se fijan estimando que puede considerarse aceptable para cualquier trabajo en presencia de radiaciones, un riesgo equivalente al existente en las industrias y trabajos con el más elevado índice de seguridad.

Tabla III: límites anuales de dosis (fuente ICRP).

| Órgano | Trabajadores (mSv) | Jóvenes (16-18 años) (mSv) | Público (mSv) |
|------------------------------------|--------------------|----------------------------|---------------|
| Todo el cuerpo | 50 | 6 | 1 |
| Cristalino | 150 | 50 | 15 |
| Piel | 500 | 150 | 50 |
| Manos, antebrazos, pies y tobillos | 500 | 150 | - |
| Feto (durante el embarazo) | 1 | - | - |

En la tabla III se resumen los valores de los límites anuales de dosis para los tres grupos. El período de aplicación es de un año oficial. El límite para todo el cuerpo se refiere a dosis efectiva, mientras que los restantes límites son para dosis equivalente.

Se denomina *incorporación* a la actividad de los radionucleidos que se introducen en el organismo y que proceden del medio externo. Puede producirse por ingestión, inhalación y a través de la piel. Una vez en el interior del cuerpo humano, cada nucleido sigue un determinado camino hasta que, si no es eliminado, llega a fijarse de modo selectivo en ciertos órganos o tejidos. En la figura 8 puede verse un esquema de los principales recorridos metabólicos de los radionucleidos en el interior del cuerpo.

Hay que tener en cuenta que los radioisótopos tienen las mismas propiedades químicas que los isótopos no radiactivos del mismo elemento, es decir con el mismo número atómico Z , y que la afinidad con determinados órganos y el metabolismo en general dependerán del elemento químico en cuestión.



Figura 8: Principales recorridos metabólicos en el interior del organismo humano (fuente: www.bvsde.paho.org).

La permanencia de un radionucleido en el interior del organismo depende de su período medio efectivo, T_{Ei} , que se puede definir como el tiempo que debe transcurrir para que se elimine la mitad de la cantidad de sustancia radiactiva incorporada, teniendo en cuenta tanto la desintegración radiactiva como la eliminación biológica.

A partir de dicho período se puede obtener la constante de eliminación biológica, λ_{Bi} , y recordando los conceptos de constante de desintegración radiactiva, λ_i , y período de semidesintegración, $T_{1/2}$, se puede obtener la constante efectiva de eliminación del radionucleido i , como suma de las constantes de eliminación biológica y desintegración radiactiva:

$$\lambda_{Ei} = \lambda_{Bi} + \lambda_i \quad (25)$$

Asimismo se puede obtener el período medio efectivo:

$$T_{Ei} = \frac{T_{Bi} T_{1/2}}{T_{Bi} + T_{1/2}} \quad (26)$$

Naturalmente, la constante de eliminación biológica y por lo tanto el período, dependen del metabolismo en el organismo del elemento considerado.

La contaminación interna del organismo es la más significativa desde el punto de vista de la salud, por lo que es importante determinar las concentraciones máximas permitidas de radionucleidos en aquellos medios para los que resulta más fácil o probable la incorporación al organismo, como son aire y agua, según que la incorporación se produzca por inhalación o ingestión respectivamente.

Se llama **dosis interna** a la producida por radionucleidos que están en el interior del organismo. Los efectos de la irradiación interna no cesan nunca y sólo disminuyen con el tiempo según los períodos de semidesintegración radiactiva y semieliminación biológica. No obstante, estos efectos pueden disminuirse si se actúa mediante agentes externos sobre el metabolismo de las sustancias implicadas.

Se calcula con el factor de dosis interna F_{ij} , es decir la dosis causada en el órgano j por unidad de actividad incorporada del radionucleido i . Dicho factor es directamente proporcional a la energía efectiva absorbida en el mismo, y es inversamente proporcional a la constante efectiva de eliminación λ_{Ei} .

En definitiva, si la incorporación del radionucleido i se representa por I_i , se podrá calcular la dosis equivalente interna al órgano j mediante el producto:

$$\dot{H}_{ij} = F_{ij}I_i \quad (27)$$

Normalmente si incluye en I_i la actividad anual incorporada, por lo que se obtendrá dosis equivalente anual, es decir, tasa de dosis equivalente. Para evaluar la actividad anual incorporada, se multiplicará la concentración del nucleido en cuestión en el medio considerado, por el consumo anual que haga el hombre de dicho medio.

La **dosis externa** es producida por radiaciones emitidas por radionucleidos o aparatos productores de radiación, situados en el exterior del organismo al que irradian. En general, las dosis externas son más débiles que las internas y la exposición tiene lugar solamente mientras el individuo permanece en el campo de radiaciones, disminuyendo al alejarse del mismo hasta llegar a desaparecer.

La dosis externa recibida dependerá del tiempo de exposición y de la distancia a la fuente radiactiva, siendo directamente proporcional al tiempo e inversamente proporcional al cuadrado de la distancia. También influyen en la atenuación de la radiación los efectos de blindaje que se interpongan (ropa, edificios, barreras especiales, etc.). Por esas características, no se puede hablar de dosis a órganos específicos, como en el caso de la dosis interna, sino que se calculará la dosis recibida por todo el cuerpo y por la piel.

Para evaluar la dosis externa, se llamará factor de dosis externas F_{ij} , a la tasa de dosis producida por unidad de actividad específica de la fuente, y dependerá de la energía media de las partículas (beta o gamma) emitidas por la fuente radiactiva y de la relación entre los coeficientes de absorción de energía en el tejido humano y en el aire.

La actividad específica A_i se expresa por unidad de volumen para el caso de inmersión en una nube de gases y por unidad de superficie para la exposición a superficies contaminadas. Así pues, la dosis equivalente externa anual (Sv/año) se obtendrá

multiplicando el factor de dosis citado por la actividad específica de la fuente de irradiación externa.

$$\dot{H}_{ij} = F_{ij}A_i \quad (28)$$

Como en el caso de la dosis interna, las dosis producidas por cada nucleido pueden sumarse para obtener la dosis equivalente externa total a la piel o a todo el cuerpo.

1.6 Fuentes de Radiación y Prevención de la Contaminación Radiactiva

Las radiaciones de origen natural y las de origen artificial son de naturaleza idéntica y provocan los mismos efectos. El ciudadano medio recibe una cantidad de radiación de origen natural, por tanto inevitable, muy superior a la que recibe de fuentes artificiales. Sin embargo, es esta última la que debe ser controlada, estableciendo un compromiso entre el desarrollo y progreso de la humanidad y las posibles consecuencias para la salud del hombre y de sus descendientes inducidas por el uso de las radiaciones ionizantes.

Las principales fuentes naturales de radiación son los rayos cósmicos, la corteza terrestre, el aire, el agua y los alimentos. En cuanto a las fuentes artificiales de radiación, se pueden hacer cuatro grupos: las de usos médicos, las aplicaciones industriales, las pruebas nucleares estratégicas y las centrales nucleares. Las fuentes artificiales utilizadas en aplicaciones industriales y médicas pueden ser radionucleidos y aparatos productores de radiación (tubos de rayos X y aceleradores lineales para radioterapia). Las radiaciones emitidas por los radionucleidos (naturales o artificiales) tienen grandes aplicaciones en campos muy diversos como Biología, Medicina, Agricultura, Química, Física, Ingeniería...

Según el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes la **Contaminación radiactiva** es la presencia indeseada de sustancias radiactivas en una materia, una superficie, un medio cualquiera o una persona. En el caso del organismo humano, esta contaminación puede ser externa o cutánea, cuando se ha depositado en la superficie exterior, o interna cuando los radionucleidos han penetrado en el organismo por inhalación o ingestión.

El origen de la contaminación radiactiva será la dispersión de radionucleidos o el contacto con fluidos o componentes contaminados. Mientras que la causa de esta contaminación puede ser alguno de los fenómenos o sucesos siguientes: operaciones químicas, trasvases y manipulación de sustancias radiactivas, fugas, procesos biológicos, etc..

La *Irradiación* es la acción por la que un individuo se ve sometido a un campo de radiaciones, cualquiera que sea su origen. La contaminación siempre produce irradiación mientras que el proceso inverso no es cierto ya que una irradiación de cualquier tipo no supone normalmente una contaminación, a no ser que se produzca una reacción nuclear que cause la activación de sustancias estables.

Por ejemplo, una persona no se contamina al hacerse una radiografía, ni la esterilización de material quirúrgico con rayos γ produce sustancias radiactivas. Pero si se somete el cobalto natural a un flujo neutrónico adecuado, se obtendrá el Co-60, radionucleido utilizado para el tratamiento de cáncer. Por otra parte, al tocar, respirar o tragar una sustancia radiactiva se producirá una contaminación radiactiva y la persona en cuestión resultará irradiada.

Existen diferentes criterios a la hora de clasificar la contaminación radiactiva:

- En función de la ubicación de la sustancia contaminante: externa, interna, de fluidos.
- Por el tipo de radiación emitida: α , β , γ .
- En función de la forma física del contaminante: sólida, líquida y gaseosa.
- Por áreas de trabajo: activas, inactivas.
- Según la facilidad para transferirse a otros medios: *fija*, si no se transfiere de una superficie a otra tras el contacto y *desprendible* cuando se puede transferir con facilidad.

Es preferible prevenir la contaminación que tener que descontaminar. Además es necesario un buen conocimiento de las propiedades físicas y químicas de los materiales, especialmente de las superficies que se pueden contaminar.

1.7 Técnicas de Descontaminación Radiactiva

El Comité 4 de la ICRP, en la publicación nº12, ha definido *Vigilancia de la Contaminación Radiactiva* como la medida de la radiación o radiactividad por razones relacionadas con la estimación o control de la exposición a la radiación o a material radiactivo. De esta forma se controlan y supervisan los valores de la contaminación radiactiva para evitar que se produzcan niveles elevados de exposición y se verifica que se cumplen los requisitos del sistema de limitación de dosis. Debe tenerse en cuenta, sin embargo, que una vigilancia indiscriminada no tiene sentido y es una pérdida de tiempo y de recursos.

Según el ICRP, la vigilancia o control se puede establecer desde tres perspectivas diferentes:

- *Ambiental*: medidas y controles realizados de forma regular para demostrar que las condiciones de trabajo son satisfactorias.
- *Operacional*: control específico sobre una operación concreta para fundamentar la toma de decisiones en la dirección de la operación.
- *Especial*: control ocasional para obtener información, identificar problemas y estipular métodos.

Los objetivos específicos de un plan de vigilancia son:

- Saber si existe la contaminación.
- Evaluarla cuantitativamente, comparándola con límites derivados.
- Preparar planes de descontaminación.

Para que un plan de vigilancia de la contaminación radiactiva sea adecuado, no es suficiente vigilar sólo la contaminación superficial, sino que es necesario también realizar un control y medida de la radiación, así como de la contaminación del aire y de los individuos.

En el proceso de **descontaminación radiactiva** se somete a tratamiento un componente con el fin de eliminar o reducir su contaminación radiactiva hasta un cierto valor.

Existen cinco objetivos por los que interesa descontaminar un componente o equipo:

- *Reducción de la dosis*, de acuerdo con el criterio ALARA, se puede considerar el más importante, ya que los riesgos de la radiactividad y sus efectos nocivos deben tender a cero, tanto para el personal de la instalación, como para el público en general. La disminución de la contaminación presente, supondrá una reducción de la dosis potencialmente recibida.
- *Minimización de residuos*, es también muy importante puesto que contribuirá en el mismo sentido a disminuir los efectos y riesgos de la operación de una instalación radiactiva.
- *Recalificación de áreas*, supone que un área activa se convierta en una inactiva, parcial o totalmente, por haber disminuido o desaparecido la contaminación presente.
- *Reutilización de componentes*, permite un ahorro tanto económico, como en términos de dosis.
- *Evitar la dispersión de la contaminación*, de este modo disminuirá la contaminación en la instalación y en último término, en el medio ambiente.

La descontaminación se realiza mediante agentes descontaminantes que se encargan de transferir la contaminación a otro medio, para posteriormente ser considerados como residuos o bien someterse a procesos de recuperación. Además, se ejecutará según un programa detallado que incluye una buena planificación de todos los trabajos, así como una optimización y supervisión de los mismos, justificándolos mediante un análisis coste-beneficio.

El control radiológico de la descontaminación se lleva a cabo mediante dos parámetros que permitan determinar el rendimiento del tratamiento que se aplica, la *contaminación residual (CR)* y el *factor de descontaminación (FD)*. El primero indica la

contaminación remanente del material, expresada en porcentaje sobre la contaminación inicial. Puede variar entre 0 y 100.

$$CR = \frac{Medida\ final}{Medida\ inicial} 100 \quad (29)$$

El factor de descontaminación, indica la eficiencia del proceso y puede variar de 1 a infinito.

$$FD = \frac{Medida\ inicial}{Medida\ final} \quad (30)$$

Las medidas a realizar pueden ser de tasa de dosis en contacto y de contaminación superficial.

La determinación y seguimiento de estos parámetros son esenciales para el control del proceso y decidirán las actuaciones del mismo. En algunos casos, como cuando haya mezclas de radionucleidos, será necesario determinar estos parámetros para los diferentes radionucleidos presentes, efectuando el correspondiente análisis isotópico.

Los tipos de riesgo radiológico que pueden existir en todo proceso de descontaminación son los siguientes:

- Riesgo de irradiación.
- Riesgo de contaminación
- Riesgo de irradiación y contaminación combinados.

Las medidas de protección a adoptar dependerán del tipo de riesgo que se quiere evitar, como barreras de blindajes, mantenimiento de distancia de la fuente para disminuir la dosis y control del tiempo de permanencia del campo de radiación.

CAPITULO 2.

2. DESCRIPCIÓN DEL PROBLEMA

2.1 Centrales Nucleares

Un **reactor nuclear** es aquel dispositivo que permite mantener una reacción de fisión en cadena de forma controlada, con objeto de obtener una cantidad de energía constante.

En la *reacción de fisión*, un núcleo pesado ($A > 50$) se escinde en dos núcleos más ligeros, llamados productos de fisión, liberando gran cantidad de energía y emitiendo varios neutrones y radiación gamma (Lamarsh, 2001; Duderstadt, 1976).

Se llaman *núcleos físiles* (U-233, U-235, Pu-239, Pu-241) aquellos que pueden fisionar con neutrones de cualquier energía, mientras que los que precisan que el neutrón capturado lleve cierta energía cinética, se llaman *núcleos fisiónables* (Goded y Serradell, 1975).

Los neutrones emitidos en una fisión pueden inducir nuevas fisiones en los núcleos vecinos, lo que da lugar al concepto de *reacción de fisión en cadena* (fig. 8). Además, en un reactor nuclear es necesario que la producción de neutrones se compense con las pérdidas (absorciones+fugas) y que sólo un neutrón procedente de cada fisión induzca una nueva fisión. Este equilibrio se llama **críticidad**.

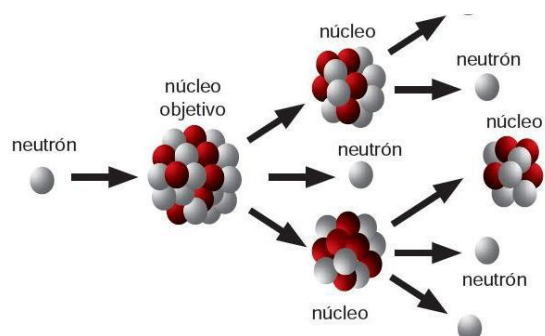


Figura 9: Esquema de la reacción de fisión nuclear (fuente: energia-nuclear.net).

La suma de las masas de los productos de fisión es menor que la del núcleo antes de la fisión. El resto de la masa se ha transformado en energía. La siguiente figura puede servir para hacerse una idea de la cantidad de energía contenida en los átomos de uranio.



Figura 10: Comparativa de diferentes fuentes de energía (fuente: Velarde et al., 2013).

Los elementos constituyentes de un reactor nuclear son:

- El *combustible*, donde tienen lugar las reacciones de fisión.
- El *refrigerante*, para extraer el calor generado en la fisión y que no se acumule en el combustible.
- La *vaina*, con la doble función de evitar que el combustible sea atacado por el refrigerante y que los productos de fisión pasen al refrigerante.
- El *moderador*, que controla el flujo de neutrones y la sección eficaz de fisión.
- El *blindaje*, que atenúa la radiación gamma y captura los neutrones que escapan del reactor.
- Los *materiales estructurales* y en particular la vasija de acero que contiene el núcleo del reactor.
- Los *materiales de control*, son absorbentes de neutrones que permiten mantener la criticidad del reactor y cambiar la potencia (como en la puesta en marcha y parada segura del reactor).

Las **centrales nucleares** utilizan reactores de potencia, cuyo propósito fundamental es producir calor (liberado en el proceso de fisión), que posteriormente se transforma en energía eléctrica.

En una central se distinguen tres sistemas fundamentales:

- Sistema básico de generación y eliminación de energía, constituido por el núcleo del reactor nuclear.
- Sistema básico de extracción y transformación de energía, conocido como sistema nuclear generador de vapor; lo forman los circuitos de refrigeración.
- Sistemas auxiliares, tales como las salvaguardias tecnológicas y los sistemas de manejo de combustible.

CAPITULO 2: DESCRIPCIÓN DEL PROBLEMA

Existen muchos diseños diferentes de centrales nucleares en el mundo, sin embargo, en Italia (y en España) hay instalados únicamente dos tipos: Centrales de agua a presión (Pressurized Water Reactor o **PWR**) y Centrales de agua en ebullición (Boiling Water Reactor o **BWR**) (Milano, 2011).

Los reactores de agua a presión (PWR) están moderados y refrigerados por agua ligera, que circula a través del núcleo a una presión de $\approx 160 \text{ kg/cm}^2$, con lo cual no es posible la ebullición del agua, que sale de la vasija para ser enviada a los generadores de vapor, donde cede el calor para producir el vapor (a unos 280°C) que moverá la turbina. Estas centrales tienen tres circuitos diferenciados (figura 11).

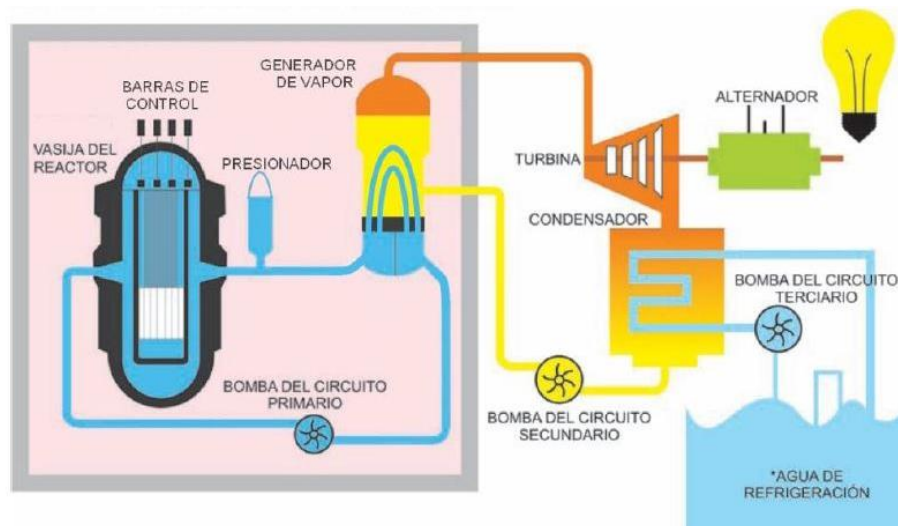


Figura 11: Esquema de funcionamiento de una central nuclear tipo PWR (fuente: Velarde et al., 2013).

Circuito primario: en este circuito se encuentra el reactor. El calor obtenido mediante la fisión de los átomos de uranio calienta agua a unos 300°C . El presionador es el componente que permite mantener la presión de diseño del sistema y atenuar los cambios de presión del circuito primario en los transitorios. El circuito primario es un circuito cerrado, el agua circula gracias al impulso de unas bombas, pasando por el generador de vapor, donde se enfría y vuelve al reactor. En la parte superior del reactor se sitúan las barras de control. Cuando se introducen las barras en el reactor se frena la reacción en cadena.

Circuito secundario: en este circuito se encuentran las turbinas que hacen girar el alternador (o generador eléctrico). El circuito secundario también es un circuito cerrado. El agua del circuito secundario entra al generador de vapor donde se calienta y se evapora, sin entrar en contacto con el agua del circuito primario. El vapor generado se envía a las turbinas donde la energía térmica del vapor se transforma en energía mecánica (giro de la turbina).

Circuito terciario: el vapor de agua que hace girar la turbina, se envía a un condensador, donde se enfría y se condensa. El agua condensada es enviada de nuevo al generador de vapor, empezando el ciclo de nuevo. Este circuito, a diferencia de los anteriores, es abierto. El agua se toma de una fuente (el mar, un río o un embalse), se bombea hacia el condensador (para enfriar el vapor que ha movido la turbina) y se devuelve a la fuente original o a la atmosfera (en forma de vapor de agua, en torres de refrigeración).

Los reactores de agua en ebullición (BWR) también son refrigerados y moderados por agua ligera, pero en este caso la presión es de $\approx 70 \text{ kg/cm}^2$, con lo cual se produce la ebullición del agua en el propio núcleo del reactor. El vapor saturado producido en el reactor, después de pasar por los separadores (líquido-vapor) y secadores situados en la parte superior de la vasija, es conducido a la turbina de alta presión, donde llega a 228°C y 5% de humedad (la reducción de humedad es importante para evitar problemas de corrosión en la turbina). En los BWR sólo hay dos circuitos diferenciados (figura 12).

La refrigeración del núcleo se realiza por convección forzada mediante dos bombas de recirculación exteriores a la vasija y una corona de bombas de chorro situadas en la periferia del núcleo, dentro de la vasija del reactor.

El vapor de agua que mueve la turbina se genera directamente en la vasija del reactor, por lo que no es necesario un generador de vapor entre el circuito primario y secundario. Por otro lado, debido a que el agua que atraviesa el núcleo puede estar contaminada con radioisótopos, se requiere que la turbina esté blindada y que haya una

protección radiológica, en funcionamiento normal, ligeramente superior a la requerida para los PWR.

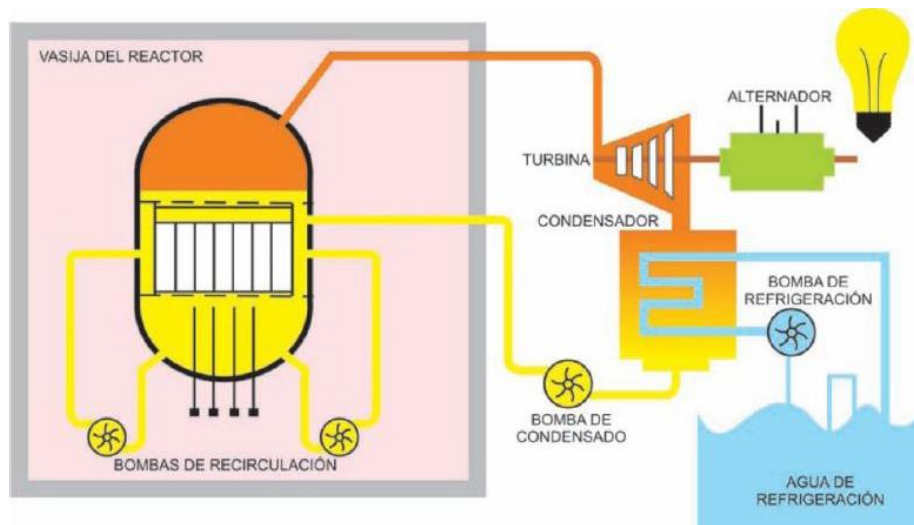


Figura 12: Esquema de funcionamiento de una central nuclear tipo BWR (fuente: Velarde et al., 2013).

Otra diferencia fundamental entre ambos tipos de tecnología es la parte de la vasija por la que se insertan las barras de control (utilizadas para bajar la potencia del reactor) en los elementos combustibles. En las centrales tipo BWR se introducen las barras de control por la parte inferior de la vasija del reactor.

Además, en los BWR la vasija es mucho más grande respecto a los PWR, entre otras razones por que debe albergar en su interior los mencionados secadores y separadores de vapor. Lo que implica mayores costes de fabricación, asimismo para instrumentaciones aptas al flujo bifásico presente en el BWR. Por otra parte, estos costes se compensan ya que los reactores de agua en ebullición no poseen generadores de vapor y sus tuberías asociadas.

Algunas ventajas de los BWR frente a los PWR son las siguientes:

- La vasija del reactor y sus componentes asociados operan a una presión notablemente baja en comparación con un PWR.
- La vasija del reactor está sometida a una irradiación notablemente menor en comparación con un PWR, y por tanto no se vuelve tan frágil con el tiempo.
- También la temperatura del combustible nuclear es menor en los BWR.

- El rendimiento de este tipo de reactor es ligeramente superior al de los reactores PWR debido a la eliminación del intercambiador de calor entre los circuitos primario y secundario.
- El reactor tiene un coeficiente de realimentación de potencia negativo fuertemente dominado por el coeficiente de realimentación por vacío (fracción de vapor en el reactor). Esto resulta en una característica de seguridad intrínseca de este tipo de reactores donde un evento que resultara en un incremento de potencia en el reactor reflejaría un aumento de la proporción de vapor en el reactor. Debido al coeficiente de vacío negativo, esto resultaría en una tendencia a reducir la potencia del reactor. Esta característica, sumada al coeficiente de realimentación por temperatura que también es negativo hace que los BWR sean reactores muy estables y controlables.

2.2 Tratamiento de Efluentes Radiactivos

La necesidad de disponer de sistemas de tratamiento de efluentes en una instalación nuclear se debe al hecho de que el reactor no es un sistema “ideal” tal y como se concibe teóricamente (en el que el único material radiactivo producido sería el combustible gastado), sino que, siendo una planta real, pueden haber fugas en bombas, válvulas y otros componentes, por lo que hay que esperar que una cantidad pequeña, pero finita, de fluidos contaminados se libere en la central y pueda escapar al medio. Es necesario pues, que la planta disponga de sistemas para coleccionar y concentrar los contaminantes radiactivos con el fin de facilitar su eliminación de un modo seguro, así como de sistemas de purificación de agua y aire, previos a su descarga al medio ambiente.

La autorización para la descarga de radionucleidos al medio en una planta nuclear, concedida por la autoridad nuclear correspondiente, fija unos límites que dependen entre otros factores, del diseño de la planta, de la capacidad radiológica del medio receptor y de otras posibles emisiones existentes o proyectadas. Prácticamente se hace un análisis caso por caso, si bien se indica que se utilizará la mejor tecnología disponible, de modo que se cumpla el principio ALARA, es decir, las dosis producidas por los radionucleidos descargados sean tan bajas como razonablemente se pueda conseguir.

El refrigerante del reactor está sometido, durante la operación normal, a algunos procesos que hacen que aparezcan productos de fisión y activación a causa de una contaminación del exterior de las barras de combustible con átomos de material fisionable. La actividad de los productos radiactivos contenidos en el refrigerante es relativamente pequeña en comparación con el inventario de productos de fisión del núcleo, pero incluso en operación normal constituyen la fuente principal de efluentes radiactivos en la central. Los efluentes contaminados con estos productos darán lugar a los residuos radiactivos del reactor.

Dichos residuos pueden salir del refrigerante a través de los siguientes caminos:

- El sistema de purificación.
- Fugas en el sistema de vapor.
- Eyectores de aire.
- Sellos en válvulas y ejes de bombas.
- Puntos de muestreo.

Otras fuentes de residuos radiactivos son:

- Resinas gastadas de los desmineralizadores del sistema de purificación.
- Efluentes de lavandería y duchas.
- Drenajes de laboratorios y pisos de edificios.

El volumen de estos últimos puede incrementarse extraordinariamente por dilución.

A continuación se describen los tratamientos de efluentes líquidos ya que son los que se tratarán en el caso práctico que se verá más adelante.

La mayoría de los residuos líquidos se pueden clasificar en limpios y sucios, según sean residuos de baja o alta conductividad. Estos términos no se refieren a la cantidad de material radiactivo contenida en los residuos, sino a la conductividad del líquido, que es una medida global de los sólidos disueltos y por tanto de la concentración iónica o de partículas, la cual afecta a los distintos métodos de tratamiento de efluentes. Los sistemas de tratamiento para efluentes líquidos son los siguientes:

- *Desmineralizadores.* Son tanques de acero rellenos de un lecho de resinas intercambiadoras de iones constituidas por partículas orgánicas. Las resinas se tratan químicamente de modo que pueden adsorber y retener materiales disueltos, tanto radiactivos como no radiactivos. Hay que tener en cuenta que la eficacia extractora de las resinas disminuye a medida que se saturan con los materiales adsorbidos (radiactivos y no). Las resinas gastadas a final de ciclo constituyen la principal fuente de residuos sólidos de la central. También pueden regenerarse pero a costes elevados.
- *Filtración.* Se utiliza raras veces como medio aislado de tratamiento de residuos radiactivos. Más bien se emplea con otros tipos de tratamiento de líquidos como paso previo o posterior, para que el tratamiento principal pueda realizarse con toda su eficacia.
- *Centrifugación.* Se trata de separar los sólidos en suspensión en un líquido mediante el uso de la fuerza centrífuga. Básicamente, una centrífuga es un cilindro o campana que gira a gran velocidad alrededor de su eje. Los líquidos con materiales radiactivos en suspensión se introducen de forma continua en la centrífuga. Los sólidos separados quedan en las paredes mientras que el líquido clarificado rebosa y pasa a un tanque. Periódicamente se extraen los sólidos acumulados interrumpiendo el flujo de alimentación. Las centrífugas se usan normalmente en los sistemas de tratamiento de residuos para quitar agua de lodos (provenientes de evaporación y filtración), como un medio de preparar los sólidos para su empaquetamiento y envío al depósito de residuos sólidos.
- *Evaporación.* Se utiliza para concentrar contaminantes radiactivos en residuos líquidos. Para ello, se lleva a ebullición el agua, extrayendo a continuación el vapor, con objeto de que permanezcan en el recipiente la mayor parte de sólidos disueltos y en suspensión. Los evaporadores para residuos radiactivos pueden variar desde simples recipientes con tubos calefactores de vapor en su interior hasta elaborados dispositivos con bombas para circular el fluido de alimentación a través de calentadores exteriores y compresores para proporcionar mayor eficiencia calorífica. Normalmente, se puede alcanzar una reducción de 10 a 50 veces en el concentrado radiactivo, dependiendo de la cantidad de sólidos disueltos en la alimentación. La

eficiencia del tratamiento puede variar ampliamente, en función de los materiales radiactivos presentes. Se han obtenido factores de descontaminación (FD) global entre 10^4 y 10^5 , dependiendo de la velocidad másica del vapor en el evaporador y supuesto que los contaminantes radiactivos no sean volátiles. Cuando hay materiales radiactivos volátiles como tritio, yodo o rutenio, el FD global se reduce sustancialmente. La formación de espumas también reduce fuertemente el factor de descontaminación, por lo que debe mantenerse la concentración de detergentes en el líquido a tratar lo más baja posible y en todo caso utilizar agentes antiespumantes. La evaporación es uno de los métodos preferidos para tratar residuos líquidos, puesto que puede servir para flujos con un contenido relativamente alto de sólidos disueltos. Se trata de un sistema de purificación costoso, pero competitivo con los intercambiadores de iones para residuos de baja pureza.

- *Electrodiálisis*. La electrodiálisis combina la electrólisis con la difusión dialítica, transportando impurezas iónicas a través de membranas semipermeables bajo la influencia de un potencial eléctrico. Las membranas son permo-selectivas para el intercambio de iones, es decir, permiten el paso de aniones o de cationes, pero no de ambos.
- *Ósmosis inversa*. En este proceso, un solvente (como el agua), separado por una membrana permeable al solvente pero no al soluto, fluirá de una región de alta concentración en soluto, hacia una región de baja concentración, mediante la aplicación de una presión contraria y superior a la osmótica, produciendo un aumento de concentración de soluto en el lado de alta presión.

Como conclusión de las descripciones anteriores se desprende que no existe un único método de purificación, para el tratamiento de efluentes radiactivos, que permita obtener el resultado ideal. Hay que estudiar caso por caso los procedimientos adecuados que permitan obtener los elevados factores de descontaminación exigidos para poder descargar las aguas residuales de una central nuclear al medio ambiente. Lo más importante será efectuar una buena caracterización de los líquidos radiactivos para la elección del método adecuado, incluyendo la posibilidad de alguna combinación de ellos.

2.3 El Reactor “RTS-1 Galileo Galilei”

El Reactor Térmico Experimental "RTS-1 Galileo Galilei" es un reactor BWR de investigación tipo piscina, de 5 MW de potencia, perteneciente a la familia de reactores heterogéneos de uranio fuertemente enriquecido (90%), moderado y refrigerado con agua ligera. Forma parte de la categoría de reactores de desarrollo-experimentación, cuya función primordial es la obtención experimental de datos sobre la física, ingeniería u operación de reactores, para las distintas etapas que tienen lugar en el diseño y desarrollo de reactores (Lamarsh, 2001; Milano, 2011). Concretamente, el RTS-1 Galileo Galilei fue diseñado para realizar pruebas de blindajes, ensayos de irradiación en materiales estructurales, mediciones de parámetros nucleares y producción de radioisótopos. La instalación se encuentra en San Piero a Grado cerca de la ciudad de Pisa, en la región de Toscana, en Italia. Su puesta en marcha se produjo el 4 de Abril de 1963 y ha permanecido en funcionamiento durante 17 años, hasta el 7 de Marzo de 1980 cuando el Reactor se paró definitivamente.

La localidad de San Piero a Grado se encuentra a mitad de camino entre la ciudad de Pisa y el mar Tirreno, en una zona de llanura por la que pasa el tramo final del río Arno a mano derecha y que está circundada de bosques de robles y pinos que se extienden hacia izquierda hasta llegar a la localidad de Livorno. Además se encuentra en proximidad del Parque Regional “Migliarino San Rossore”. Esta zona se ha clasificado como Zona Sísmica de nivel 2 (sismicidad media-alta) según el PCM Ordenanza 3274 del 20/03/2003, y como Zona con Difusividad Atmosférica media, según el Ibimet CNR 2002. A pesar que estas clasificaciones no definen la zona de estudio como “zona protegida” se tendrán en cuenta a la hora de planificar las complejas tareas de desmantelamiento del reactor, asumiendo todas las precauciones posibles para evitar fugas de efluentes que puedan provocar una contaminación medio ambiental, junto a un plan de control y vigilancia llevado por los órganos gubernativos competentes.

En las siguientes figuras se muestra un mapa de la zona y una foto aérea del reactor.

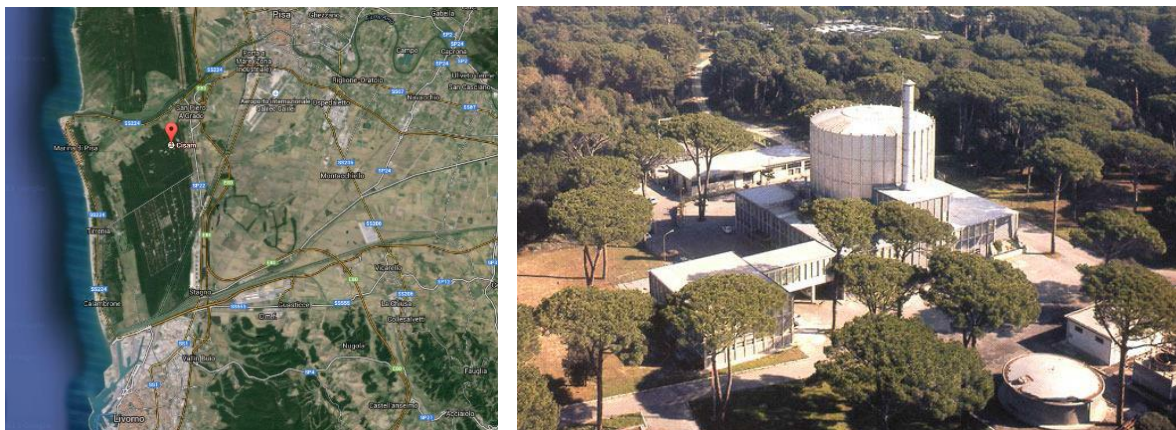


Figura 13: A la izquierda, mapa de la zona del CISAM (fuente: google-maps). A la derecha, el Reactor Térmico Experimental RTS-1 Galileo Galilei (fuente: ARPAT).

2.3.1 Historia del CISAM

El reactor RTS-1 forma parte de un complejo de investigación científica más amplio, llamado CISAM (Centro Interfuerzas Estudios para Aplicaciones Militares) fundado en 1956 con el nombre de CAMEN (Centro de Aplicaciones Militares de Energía Nuclear) en el área de la Academia Naval de Livorno. Debido a los intereses en esa época hacia el uso de la energía nuclear en el campo de la propulsión naval de superficie y sumergida, la Marina instituyó el centro del estudio y experimentación, haciendo uso de la experiencia y conocimientos de profesores de la Universidad de Pisa.

Posteriormente, de la colaboración entre Ministerio de Defensa y Universidad de Pisa, surgió la idea de equipar el CAMEN de un reactor nuclear experimental, construido a San Piero a Grado, cerca de Pisa, donde en 1961 se trasladó el instituto. En la nueva ubicación, se instalaron laboratorios y equipos experimentales, como el Reactor Nuclear de Investigación RTS-1 "Galileo Galilei" que se puso en marcha por primera vez en Abril 1963.

Así equipado, el instituto ha desarrollado programas de investigación en colaboración con universidades, otros institutos de investigación e industrias nacionales, durante dos décadas. En este período el CAMEN disponía de una red de vigilancia de la radiactividad ambiental de la zona alrededor de la planta, cuyos datos se publicaban en informes anuales de la autoridad competente en ese momento (ENEA/DISP) y, en 1978 el CAMEN se declaró

como Instituto Autorizado para la protección de riesgos procedentes de la radiación ionizante a nivel nacional.

Al principios de los '80, una revisión por parte del Ministerio de Defensa sobre las necesidades nucleares de las Fuerzas Armadas llevó a la resolución de reducir su compromiso en esta área y consecuentemente de bloquear las actividades realizadas por el CAMEN. El Reactor Nuclear de Investigación RTS-1 "Galileo Galilei" cesó definitivamente su operación en Marzo 1980 y, en años posteriores, comenzó su proceso de clausura.

Consecutivamente, se inician los estudios para identificar nuevas potenciales actividades técnicas de interés para el Ministerio de Defensa para reconvertir el instituto. En 1985, se transformó en CRESAM (Centro de Investigación, Experiencias y Estudios para Aplicaciones Militares), y luego a partir de 1994 se estableció como CISAM (Centro Interfuerzas Estudios para Aplicaciones Militares).

Desde los orígenes del centro de investigación, y hasta el año 2014, el director del CISAM ha sido el almirante Domenico De Bernardo, el cual ha tenido competencia decisionales en todas las tareas que se desarrollaban en el centro, incluso la gestión del almacenamiento temporal de residuos radiactivos y la planificación del proyecto de desmantelamiento del reactor RTS-1 abordada posteriormente a su clausura.

2.3.2 Tareas del CISAM

Las principales funciones del CISAM (Centro Interfuerzas Estudios para Aplicaciones Militares) se han establecido en el Decreto del 11 diciembre de 2006: "... estudios, investigaciones y aplicaciones de interés específico para el desarrollo de sistemas de defensa militar de alta tecnología en los campos de la Energía Nuclear, de la optoelectrónica y compatibilidad electromagnética, así como la preparación de técnicos y profesionales especializados en estos sectores. Llevar a cabo vigilancia y actividades, dentro de la defensa, para la protección contra los riesgos de las radiaciones ionizantes y no ionizantes. Realizar tareas en materia de reajuste de la legislación en el campo de compatibilidad electromagnética y optoelectrónica. El Centro gestiona el Reactor Térmico Experimental

"Galileo Galilei" y su clausura, así como el acondicionamiento y el almacenamiento en seguridad de los residuos radiactivos provenientes de su operación, de acuerdo con la normativa vigente".

Sobre la base de estas tareas, el CISAM es el organismo referente, por la Defensa, en el sector medioambiental en relación a la protección de la radiación ionizante y no ionizante. En este cargo asegura radio-protección del personal expuestos (Autoridades y Comandos Militares) a través de sus expertos cualificados y a través de un monitoreo ambiental basado en campañas de medición específicas. Para el cumplimiento de las responsabilidades asignadas, el Centro cuenta con el apoyo de laboratorios que permiten una buena autonomía y un buen nivel cualitativo, certificado por los organismos de acreditación.

El Sistema de Gestión de Calidad del CISAM ha sido certificado según normativa UNI EN ISO 9001: 2008. Para la calibración de instrumentos de medición utilizados en el campo nuclear, también están operando dos laboratorios acreditados de calibración del Instituto Nacional de Metrología de Radiaciones Ionizantes (INMRI-ENEA).

Además, se planeó en 2012 la realización del procedimiento de acreditación LAT también para el laboratorio de calibración de los instrumentos utilizados en el campo de la compatibilidad electromagnética. En el CISAM operan técnicos especializados y además personal civil del Ministerio de Defensa, Oficiales Técnicos de Cuerpo del Ejército, de Armada y de la Fuerza Aérea.

Por último, sobre el almacenamiento temporal del CISAM tiene interés saber que es el único deposito temporal de la Defensa Nacional italiana y se encuentra en proximidad de la central, en las 400 hectáreas de territorio que enmarcan el CISAM. Se compone de cobertizos de reciente construcción, en cuyo interior se transfirieron todos los contenedores sellados que se han producido en el centro de investigación durante su operación (residuos radiactivos de baja y media actividad). El almacenamiento tiene una capacidad de 2000 contenedores y hasta la fecha se han depositado en su interior 960 unidades.

2.4 Desmantelamiento y Clausura de Centrales Nucleares

El desmantelamiento de una instalación nuclear es una actividad compleja que cubre una amplia gama de conocimientos técnicos. A parte de las actividades de ingeniería específicas necesarias para el estudio y la eliminación real de componentes radiactivos también es necesario estudiar cuidadosamente las repercusiones que cada actuación pueda tener sobre el medio ambiente y, sobre todo, poner en práctica las medidas necesarias para que se verifique una correspondencia real entre las que han sido las consideraciones de diseño y las evidencias contrastadas a posteriori (Cusack et al., 1994).

Una instalación nuclear puede llegar a su fase de desmantelamiento por tres motivos principales:

- el fin de su vida útil;
- motivos políticos y/o económicos;
- accidentes con repercusión radiológica.

El control regulador sobre el emplazamiento seguirá ejerciendo siempre que existan riesgos para la población o para el medio ambiente, es decir, hasta el momento en el que los riesgos residuales de la central se hayan eliminado por completo, o bien hayan sido reducidos a un mínimo aceptable. Por ello se suceden unas tareas de disminución progresiva de los riesgos remanentes que quedan en la instalación hasta poder desclasificarla como “instalación no peligrosa”. El objetivo final del desmantelamiento de cualquier central nuclear es asegurar que los usos que puedan darse a su antiguo emplazamiento en el futuro no supongan riesgos radiológicos.

En fase de desmantelamiento de una central nuclear, en primer lugar hay que evacuar las fuentes radiactivas móviles, es decir, los combustibles nucleares irradiados gastados, donde queda la mayor parte de la radiactividad generada durante la operación de la central. Además, una pequeña parte de esta radiactividad producida podría haberse desplazado contaminando distintas partes de la instalación (como pequeñas fugas o

pequeñas roturas de combustible que se pueden producir a lo largo de la operación normal de la central).

Conjuntamente hay que tener en cuenta los fenómenos de activación neutrónica que han acompañado la producción de energía durante el funcionamiento del reactor, los cuales habrán activado, en mayor o menor medida, grandes cantidades de materiales diversos, como los materiales del núcleo del reactor, los circuitos de refrigeración, el hormigón de blindaje y protección biológica, y hasta los generadores del vapor, si estos están situados cerca del reactor. Este fenómeno deja una contaminación radiactiva embebida en el propio material que ha resultado activado durante la operación de la central. El desmantelamiento y clausura de la central implica la retirada de todas estas estructuras activadas.

De fundamental importancia es la actuación frente a la condición de trabajo en un entorno de radiaciones ionizantes, el cual impone unas restricciones o precauciones importantes en cuanto a la protección radiológica de los trabajadores implicados y al confinamiento de los productos manipulados y material residual generados: los aerosoles o polvos originados durante las propias tareas de desmontaje, demolición y segregación de materiales, y los fluidos generados durante las tareas de descontaminación que se lleven a cabo. Estas restricciones o precauciones sólo pueden respetarse si existe una planificación y organización rigurosa de las actividades a llevar a cabo durante el desmantelamiento.

Es importante distinguir entre los materiales residuales, los que son muy radiactivos y que por tanto necesitan un acondicionamiento y almacenamiento en condiciones especialmente rigurosas, y los materiales residuales con una actividad suficientemente pequeña para que puedan descontaminarse, si es necesario, y tratarse como residuos convencionales o materiales susceptibles de ser reciclados.

El desmantelamiento es un proceso relativamente complicado pero sobre todo, es un proceso dilatado en el tiempo, ya que cada paso o tarea se debe planificar, ejecutar y controlar con un gran rigor. Al terminar, se habrá recuperado el entorno ambiental que

existía antes de la construcción de la central y se habrá garantizado la protección radiológica inmediata y la protección radiológica diferida de las personas y del medio ambiente.

Cuanto más rápidamente se aborden las sucesivas tareas del desmantelamiento, mayores serán las cargas radiológicas de los trabajadores y mayor será el volumen de los residuos de media y baja actividad a gestionar. Sin embargo, el rápido inicio del desmantelamiento permite contar con el conocimiento detallado de la instalación que aún posee el personal de explotación de la misma (Cusack et al., 1994).

Los costes de la totalidad del proceso también son un factor importante a tener en cuenta. Si se pretende llegar al final del desmantelamiento de forma inmediata tras el cese de operaciones de la central, los costes del proyecto pueden ser muy elevados, debido sobre todo a las protecciones tecnológicas que se precisarán durante el desarrollo de las actividades, costes que disminuirán tras un período de espera o "enfriamiento" de la central, durante el cual los materiales radiactivos presentes decaerán a un nivel inferior. Por otra parte, los costes de mantenimiento de la central cerrada en condiciones de seguridad durante largos períodos de tiempo son también muy elevados (Consejo de Seguridad Nuclear, 2008).

La estimación de estos costes totales depende también de las etapas de desmantelamiento que se haya seleccionado, del período de tiempo en el que se realiza cada etapa y de las acciones que se cubran en cada una de esas. Normalmente los costes de desmantelamiento, junto a los costes de la gestión definitiva de los residuos radiactivos que se generen, se internalizan como un componente más del coste de la producción de la planta durante su etapa operativa. Se estima que el coste de un proceso de desmantelamiento está entre el 1 y el 2% del valor de la energía producida por la central.

Existen tres estrategias básicas diferentes para desmantelar y clausurar una central nuclear:

- Desmantelamiento inmediato: comienza, normalmente, unos años después de la parada definitiva de la central, a fin de que haya un período de transición entre el estado operativo de la planta y el comienzo del desmantelamiento activo de la

misma. Durante este tiempo pueden efectuarse las actividades preparatorias del desmantelamiento, evacuación de los elementos combustibles y retirada de los residuos radiactivos que quedan de la fase de operación.

- Desmantelamiento diferido: después de la retirada de los elementos combustibles gastados y algunos componentes y estructuras, la instalación se mantiene en un estado pasivo o de latencia por un período de tiempo que puede oscilar entre los 30 a 100 años, después del cual se procede a su desmantelamiento total. Esta estrategia implica establecer un programa de control y vigilancia de la instalación en su estado latente para asegurar en todo momento el nivel de seguridad de la misma. Este período de latencia se denomina, a veces también período de decaimiento, por la disminución de la radiactividad a medida que pasa el tiempo, hecho que se puede aprovechar para mejorar las condiciones radiológicas de la instalación cuando se aborde el desmantelamiento integral de la misma.
- Acondicionamiento in situ: cuando se opta por encapsular y aislar la instalación en su propio emplazamiento y mantenerla así durante un período de tiempo adecuado para que los niveles de radiactividad decaigan lo suficiente para poder liberar dicho emplazamiento del control regulador. Esta estrategia implica, de hecho, el almacenamiento de los residuos en el propio emplazamiento de la instalación y se suele utilizar para reactores de investigación.

En el desarrollo de cada una de estas estrategias, los factores de mayor importancia son:

- La carga radiológica que supondría para los trabajadores el desmantelamiento inmediato.
- Los residuos generados y la capacidad disponible en el país para su tratamiento y almacenamiento.
- El coste, incluyendo la necesidad del mantenimiento de la vigilancia durante el período de espera.



Figura 14: A la izquierda, medidas de protección respiratoria utilizadas en las diversas actividades de descontaminación y desmantelamiento. A la derecha, segregación de materiales residuales durante el desmantelamiento (fuente: www.csn.es).

2.5 Desmantelamiento del *RTS-1 Galileo Galilei*

Teniendo en cuenta lo dicho anteriormente, el desmantelamiento del reactor térmico experimental "Galileo Galilei" entra en la estrategia de acondicionamiento in situ. Desde el momento en el que se paró el reactor y hasta el 2010, se ha mantenido la instalación en estado de latencia, aislada del medio exterior y en constante vigilancia para evitar que hubiera incidentes de tipo radiológico (Spano M, et al., 2003).

Combustible ya no queda en el CISAM. En la primera etapa del desmantelamiento, a principio de los años '80, el uranio gastado se trasladó en la ciudad de Saluggia al centro EUREX (Enriched Uranium Extraction) de la ENEA para investigación en el reprocesado de combustible nuclear, mientras que el combustible que no se había gastado todavía se envió a Francia en 2002. Sucesivamente se desmanteló una pequeña parte secundaria del sistema, y posteriormente se iniciaron unas actuaciones para recaudar el dinero que hubiera permitido conseguir el desmantelamiento total de la planta y la clausura en toda seguridad del sitio (Dalessandri et al., 2000).

La autorización para el desmantelamiento de la instalación ha sido emitida por el Estado Mayor General del ejército, conforme a lo dispuesto por la normativa específica de las instalaciones nucleares militares. El Estado Mayor General es el organismo competente para conceder la autorización para la clausura de instalaciones radiactivas como el CISAM, y a pesar de no estar sujeto a ninguna disposición específica reglamentaria, ha solicitado que

el Instituto para la Protección y la Investigación Medio Ambiental (ISPRA) evaluara toda la operación de desmantelamiento, y en particular el impacto sobre el medio ambiente y sobre la población potencialmente afectada.

El plazo para la finalización de la clausura es el 2020, y los costes para toda la operación se han estimado en unos 30 millones de euro, pagados por el Ministerio de Defensa italiano.

Los organismos involucrados en el análisis medio ambiental de esta operación son ISPRA, ARPAT, ENEA y la sociedad Acque Spa en calidad de gerente de la depuradora que gestiona la fase de la descarga de efluentes. La estrategia de desmantelamiento consta de tres pasos, como se muestra a continuación:

Tabla IV: distintas fases durante las actividades de desmantelamiento (Boschi et al., 2003).

| <i>Fase</i> | <i>Variación de estado del reactor</i> |
|--------------------|---|
| 1ª fase | desde la “parada” del reactor a la condición de “custodia de protección pasiva” |
| espera | conservación de la central cerrada en condiciones de seguridad |
| 2ª fase | desde la condición de “custodia de protección pasiva” a la condición de “liberación incondicional” |

La etapa intermedia descrita en la tabla IV no es prescindible en la realización de un desmantelamiento, sin embargo ha permitido la desintegración de todos los radioisótopos presentes en la instalación constituyendo una gran ventaja para reducir la dosis potencial durante la fase sucesiva. Dispositivos de seguridad y protección se han mantenido durante este tiempo (y se sigue manteniendo) para limitar el riesgo radiológico (Boschi et al., 2003).

A continuación se representa la planta del reactor RTS-1 Galileo Galilei (figura 15 y 16).

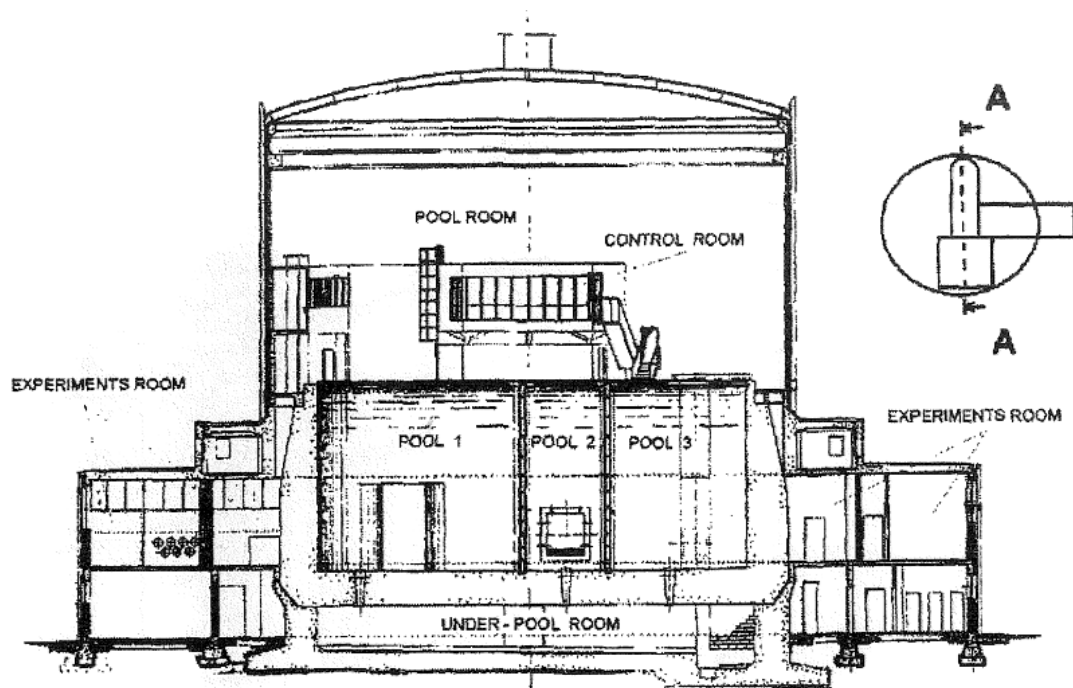


Figura 15: Sección A-A del reactor RTS-1 Galileo Galilei (fuente: Boschi et al., 2003).

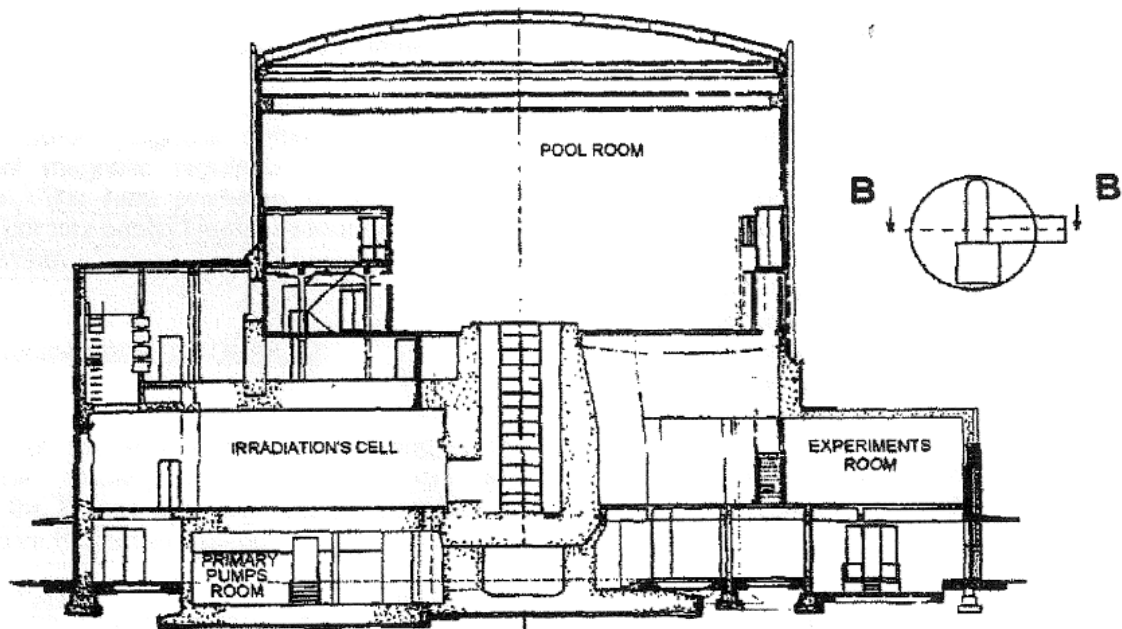


Figura 16: Sección B-B del reactor RTS-1 Galileo Galilei (fuente: Boschi et al., 2003).

2.5.1 Estudio del Inventario Radiactivo

Todos los materiales que han estado sujetos al flujo neutrónico durante la vida del reactor, como son por ejemplo, los elementos estructurales del núcleo del reactor, los materiales a su alrededor hasta cierta profundidad y los equipos de experimentación, poseen radiactividad residual.

Los valores de activación se midieron en la fase de parada del reactor y consecutivamente se han calculado para períodos de tiempo determinados (después de 10, 16, 30, 50, 100 años). Después de la parada del reactor, la actividad de sus componentes resultó ser de **1.08E+16 Bq** considerando que ya no había combustible en la instalación (Penno E., Vimercati G., 1996). En las tablas V y VI se enumeran los valores de actividad presentes en el reactor y su peso en tanto por cien de los radionucleidos más importantes presentes en la instalación respecto a la actividad total en el momento de la parada del reactor y en los siguientes intervalos. Sucesivamente se representa la variación de actividad en el tiempo (figura 17) (Boschi et al., 2003).

Tabla V: actividad total a la parada del reactor y en los intervalos de tiempo posteriores.

| Años desde la "parada" | 0 | 16 | 30 | 50 | 100 |
|------------------------|----------|----------|----------|----------|----------|
| Actividad total (Bq) | 1.08E+16 | 1.09E+12 | 4.46E+11 | 3.14E+11 | 2.16E+11 |

Tabla VI: peso (%) de los radionúclidos más importantes en función de la actividad total.

| <i>años desde la parada radionuclido</i> | 0 | 16 | 30 | 50 | 100 |
|---|----------|-----------|-----------|-----------|------------|
| C-14 | - | 0.07 | 0.17 | 0.25 | 0.36 |
| Ar-39 | - | 0.03 | 0.06 | 0.08 | 0.1 |
| Fe-55 | 0.08 | 13.86 | 0.93 | 0.01 | - |
| Co-60 | 0.04 | 49.58 | 19.31 | 1.97 | - |
| Ni-63 | - | 36.8 | 79.09 | 97.39 | 99.38 |

En cuanto a la contaminación superficial al momento de la parada del reactor, en las áreas accesibles, en las que se encuentran los efluentes contaminados (piscina del reactor, circuito de recirculación, sistema de purificación), la contaminación alcanzaba los 16 kBq/m², mientras que en las salas calientes y laboratorios químicos el nivel de contaminación era de

5 kBq/m²; en las salas sin acceso (paredes interiores de la piscina, tanques y lazo primario) había una contaminación de 45 kBq/m² (Boschi et al., 2003).

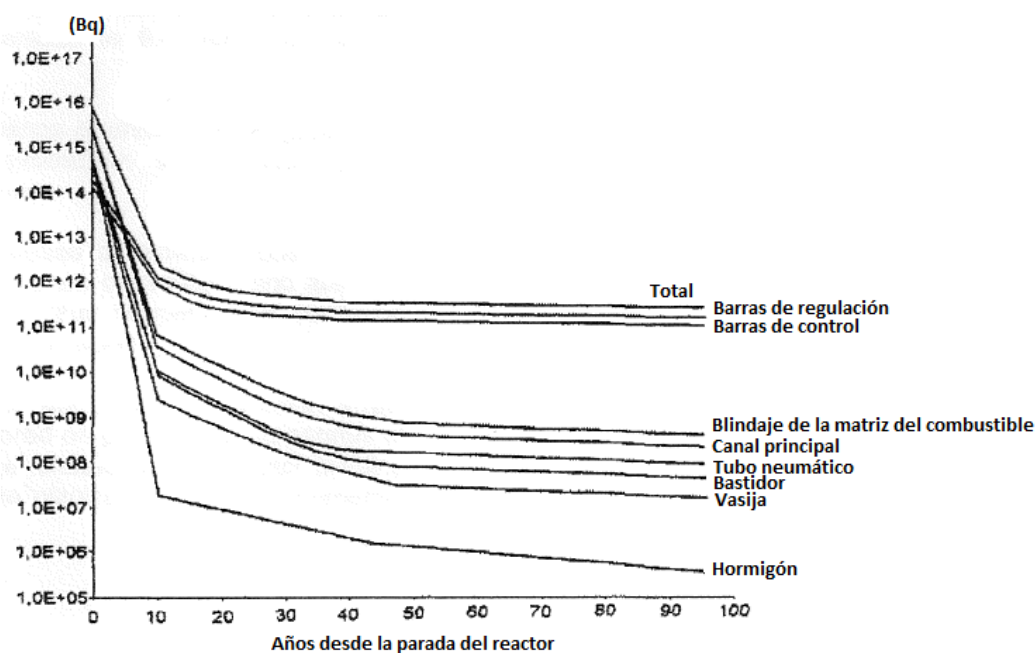


Figura 17: Variación de actividad en el tiempo de los componentes más expuestos del reactor (fuente: Boschi et al., 2003).

Los radioisótopos analizados en las áreas contaminadas muestreaban que la contaminación se debía por el 50% a radioisótopos que emiten radiación gamma (Eu-155, Eu-154, Cs-137, Co-60) y por el restante 50% por radioisótopos que emiten radiación beta (Sr-90).

Efluentes radiactivos

Los efluentes líquidos radiactivos presentes en el reactor son el objeto de estudio principal de este trabajo. Son fundamentalmente el agua de la piscina de refrigeración y los residuos líquidos contenidos en los tanques del sistema, empleados para el almacenamiento de los desechos líquidos provenientes de todos los puntos de drenaje del edificio del reactor.

La piscina contiene unos 700 m³ de agua desmineralizada con una actividad específica de 50 kBq/m³, mientras que el agua contenida en los tanques del sistema de almacenamiento de los residuos líquidos (depósitos ELR y RT) corresponde a unos 50 m³ y tiene una actividad específica de 0.03 MBq/m³. La mayor parte del agua de estos tanques

proviene de la regeneración de las resinas de intercambio iónico del sistema de purificación de la piscina del reactor y, por lo tanto, contiene radioisótopos que derivan del drenaje como el ácido sulfúrico y el hidróxido de sodio empleados en la regeneración de estas resinas (Ruiz-Martinez et al., 2014).

Los efluentes aeriformes radiactivos, en la fase posterior a la parada del reactor, sólo podrían generarse en el sistema de ventilación del reactor ya que se mantiene en función para depurar el aire en el edificio. En dicha aire la presencia de gases no condensados se puede excluir ya que la producción de gases de activación se detuvo con la parada del reactor. La posibilidad de escape de polvos contaminados se excluye también, debido a la presencia de sistemas de filtros redundantes (pre-filtros más filtros gruesos) antes de desagüe del sistema, y debido a que la misma desintegración radiactiva de los elementos, más la precipitación o adsorción en paredes que puede tener lugar en los edificios, actúan como sumideros de la fuente de contaminación aeriforme. Además el desagüe del sistema de ventilación se mantiene bajo control radiométrico continuo y se complementa con una red de monitores ambientales instalados al exterior de la instalación, lo cual garantiza la eficiencia del sistema de prevención de la contaminación atmosférica. Por este motivo, se ha descartado para este trabajo el estudio del impacto en el medio ambiente de los efluentes radiactivos gaseosos.

2.5.2 Piscina y Tanques del Reactor

Una vez descargado del reactor nuclear, el combustible gastado está demasiado caliente y es demasiado radiactivo como para poder transportarse justo después de su extracción. Por lo tanto debe permanecer almacenado en piscinas, para el tiempo suficiente hasta que se enfría y se reduzca suficientemente su radiactividad.

La elección del agua como almacén inmediato se debe a su alto coeficiente de transmisión del calor, su transparencia, su manejabilidad, su bajo coste y sobretodo sus buenas propiedades como blindaje contra la radiación. Es esta radiación la que provoca el típico brillo azul, cuando partículas emitidas por el material radiactivo superan la velocidad de la luz en el agua (efecto Cherenkov).

CAPITULO 2: DESCRIPCIÓN DEL PROBLEMA

Las piscinas de las centrales nucleares suelen ser de hormigón armado, internamente revestido con acero inoxidable. Son estructuras resistentes a terremotos de seguridad y presentan forma rectangular.

Su profundidad se sitúa entre los 10 y los 20 metros para asegurar que las barras de combustible, que miden hasta unos 4.5 metros y que se colocan verticalmente, son cubiertas por varios metros de agua (requisito necesario para garantizar el blindaje).

Las piscinas están dotadas de grúas y de jaulas internas para mover y almacenar el combustible usado. La refrigeración no es pasiva: el agua circula a través de intercambiadores de calor para enfriarla.

Además, cuentan también con:

- Detectores de fugas, que avisan a la sala de control si se detectan escapes.
- Sistemas de refrigeración, mediante cambiadores de calor, que debe garantizar que el combustible siempre se halla sumergido y que la temperatura del agua es la adecuada.
- Sistemas de purificación del agua.



Piscina Reactor (630 m³)



Depósitos ELR (42 m³)



Recipientes Temporales (19 m³)

Figura 18: Piscina del reactor y depósitos de efluentes (fuente: Ruiz-Martinez et al., 2014).

Las operaciones de tratamiento y descarga de las aguas provenientes de la piscina y de los depósitos ELR y RT deben ser realizadas respetando siempre la condición de “No Relevancia Radiológica”, es decir que la dosis efectiva tendrá que resultar inferior o igual a $10\mu\text{Sv/año}$, según se ha establecido en las recomendaciones del ICRP 60 y su transposición en la ley italiana con el Decreto Legislativo n°230 del 17/3/1995 y sus sucesivas modificaciones. Por lo tanto se calculará una fórmula de vertido que cumple con estas condiciones para obtener la autorización de las autoridades.

Se realizará el filtrado, trasvase y tratamiento, de las aguas hasta su destino final en el canal de recepción. En particular:

- Filtrado y trasvase del agua de la piscina. La cantidad total de agua en el interior de la piscina del reactor es de 630 m^3 .
- Filtrado y trasvase agua de los depósitos de efluentes líquidos radiactivos (ELR) y de los recipientes temporales (RT). La cantidad total de agua en el interior de los depósitos ELR es de 42 m^3 , mientras que en los RT es de 19 m^3 .

En la figura 18 se muestran los tres elementos del reactor en el que se albergan las aguas a tratar. Mientras que la figura 19 muestra una vista de la piscina del reactor antes de ser vaciada y de dismantelar todos sus elementos sumergidos, y también la piscina después del dismantelamiento, con la cubierta de protección transparente.



Figura 19: Vista de la piscina al inicio y al final de la operación (fuente: Ruiz-Martinez et al., 2014).

2.5.3 Descripción de las Fases de Desmantelamiento

A continuación se describen con más detalles las fases de desmantelamiento del reactor RTS-1 Galileo Galilei que se han representado en la Tabla IV.

Durante la 1ª fase, desde la parada del reactor a la condición de custodia de protección pasiva, todo el material irradiado situado en la sala de la piscina ha sido eliminado, el cual correspondía al 90% de la radiactividad total del reactor, con una consistente reducción del riesgo radiológico de la instalación. Además, las operaciones que se llevaron a cabo durante esta 1ª fase fueron las siguientes:

- Corte y acondicionamiento de todos los elementos activados y materiales contaminados, móvil y fijos, que se habían almacenados en la sala de la piscina;
- Remoción de la contaminación superficial desprendible presente en la sala de la piscina;
- Remoción y acondicionamiento de las resinas de intercambio iónico y filtros del sistema de purificación de la piscina del reactor;
- Eliminación de la restante contaminación superficial en el reactor.

Al final de estas tareas se han necesitado operaciones de confinamiento de la actividad residual de la instalación, en particular en la piscina, en el circuito primario, en el sistema de purificación de efluentes, en sistema de almacenamiento de desechos líquidos y en el ciclo de drenaje de la piscina.

E en la fase intermedia de *custodia de protección pasiva* se ha dejado que los isótopos radiactivos que todavía eran presentes en el reactor se desintegraran hasta llegar a valores de riesgo radiológico aceptable para seguir con la segunda fase, es decir condición de liberación incondicional. Durante la fase de custodia se ha recopilado información detallada de lo que era la situación radiológica del reactor y si había alguna posible fuente de contaminación en cualquier sistema de la instalación. Además, ha sido posible sentar y planear las operaciones para la ejecución del desmantelamiento para llegar a la 2ª fase.

En la segunda fase, en la que se encuentra actualmente el reactor, el objetivo a alcanzar será que los niveles radiológicos sean tan bajos que no se puedan relevar (cualquier restricción de radioprotección fallaría debido a que no se detecta contaminación), y lo que queda de la planta puede ser manejado libremente. Se realizarán gradualmente las siguientes operaciones:

- Eliminación después de su depuración del agua de la piscina y de los dos tanques del reactor;
- Desmantelamiento, descontaminación y condicionamiento del circuito primario, de las tuberías y tanques del reactor;
- Desmantelamiento y condicionamiento de las paredes y fondo de la piscina;
- Descontaminación de todas las habitaciones en las que la contaminación residual sea todavía mayor al nivel permitido para la condición de liberación incondicional;
- Desmantelamiento, descontaminación y condicionamiento de los equipos experimentales contaminados (vigas, neumáticos de penetraciones, etc.);
- Recuperación de la zona interior al recinto de la instalación (sala del circuito secundario y tanque de almacenado del agua de la piscina tratada).

Cada componente será sometido a control radiológico para decidir si es apto a la condición de liberación incondicionada. En caso contrario estos componentes se condicionarán como residuos contaminados (de baja-media actividad). Así mismo la descontaminación de los componentes será llevada solo en los casos en los que se pueda descontaminar de forma fácil y accesible, en caso contrario se procederá al condicionamiento de estos componentes como residuos.

Con referencia al grupo de trabajadores expuestos, la dosis colectiva estimada para la primera fase ha sido de $5mSv/hombre$ para la remoción de los componentes fácilmente removibles. Para las operaciones de tratamiento del agua de la piscina y circuito primario más el condicionamiento de los lodos la dosis colectiva estimada ha sido de $1.5mSv/hombre$ y la dosis colectiva atribuible a las restantes operaciones de la 2ª fase de desmantelamiento se ha estimado de $72mSv$ repartidos de la siguiente forma: $6mSv$ para la descontaminación de los componentes de la sala de la piscina, $60mSv$ para el desmantelamiento de las partes

contaminadas de la piscina y $6mSv$ para la descontaminación del circuito primario y áreas con contaminación residual y de lo que queda del sistema (Boschi et al., 2004).

Los desechos producidos en todas las operaciones de desmantelamiento se han estimado en $44m^3$. Además se ha estimado que el 33% del total de los residuos generados se podrá tratar como residuo convencional y el restante 67% se clasificará según la categoría I, II y III de la Guía Técnica del ENEA (antiguamente llamada Atomic Energy National Agency):

- Residuos de categoría I: son residuos de muy poca actividad, se colectan en bolsas de polietileno y se colocan en contenedores metálicos con capacidad de 200 litros, con tapas fortificadas.
- Residuos de categoría II: son residuos que pueden haber pasado o no por tratamientos de reducción de volumen y que necesitan ser almacenados en morteros de cemento en contenedores de hormigón (monolitos), con la única excepción posible para materiales activados que se encuentran en estado sólido y que tienen una resistencia mecánica de $500 N/cm^2$ y resistencia a la corrosión mayor o igual que el hormigón. Tales materiales, si no poseen contaminación superficial, se podrán almacenar en los contenedores metálicos utilizados para la categoría I. Los monolitos no deben exceder en cualquier caso una tasa de exposición de contacto de $2mSv/h$.
- Residuos de categoría III: los residuos de esta categoría se deben condicionar empleando los mismos monolitos de residuos para la categoría II, interponiendo entre el material activado y las paredes del recipiente una protección de plomo medida oportunamente para que no supere la tasa de exposición de contacto de $2mSv/h$ en las paredes de externos del recipiente.

Se ha estimado que la cantidad de residuos sólidos producidos al alcanzar la condición de custodia de protección pasiva será de aproximadamente 8 toneladas que implicarán una producción de 100 monolitos de los cuales ≈ 20 de categoría III. Al final de las actividades que permitirán alcanzar la condición de liberación incondicional del reactor, se habrán producido ≈ 100 toneladas de residuos que después de ser condicionados ocuparán otros 150-200 monolitos la mayoría de los cuales de categoría I y que, por lo tanto, no necesitarán especial acondicionamiento en el almacenamiento del CISAM.

2.5.4 El robot "Mascot" para el Manejo de Materiales Radiactivos

Para la operación de desmantelamiento del circuito primario del sistema de drenaje de la piscina y del sistema de purificación, se precisa empleo de técnicas que impiden la propagación de la contaminación interna (como son máquinas de corte que sean capaces de limitar la producción de polvos y aerosoles contaminados) y control continuo de los parámetros radiológicos en tales áreas. El "canal de irradiación" es un canal experimental, situado al lado de la piscina del reactor, destinado a recibir las sustancias a irradiar o a permitir la salida hacia el exterior del material irradiado en el reactor; fue transformado posteriormente a la parada del reactor en un laboratorio para el corte y el acondicionamiento de los materiales radiactivos procedentes del desmantelamiento de la planta. El canal de irradiación consta de tres celdas (I, II, III), en la celda III (la más cercana a la salida) pueden operar operadores de la planta sin riesgo radiológico, siempre y cuando se cumplan los protocolos de protección de los trabajadores, para poder mover materiales dentro y fuera del canal de irradiación y para la manutención de los equipos.

En la celda I y II hay niveles de contaminación más altos debidos a la activación de los materiales y equipos. Durante la operación de desmantelamiento, en estas celdas se instalaron maquinas con control remoto de corte y prensado para que los materiales activados pudieran ser cortados, presionados y condicionados en los contenedores blindados, para ser trasladados al depósito sin riesgos radiológicos adicionales.

La abertura de entrada y salida del sistema de ventilación del canal de irradiación tiene válvulas de compuertas con un sistema de cierre rápido que protege el ambiente exterior en caso de emergencias. El sistema de ventilación también es necesario para mantener despresurizadas las celdas.

Las celdas I y II constan de una ventana blindada que permita a los operadores desde la sala de control no perder de vista el interior de estas. Además se han instalado cámaras de control en las dos celdas. Con el fin de alcanzar el control completo de las operaciones dentro de las celdas I y II, se ha diseñado e instalado un robot (MASCOT) que puede operar en lugar de los operadores. Ese robot es un manipulador electrónico equipado con dos

brazos y una cámara que pueda moverse entre las celda I y II por dos ruedas instaladas a la base del robot. Cada brazo tiene siete grados de libertad, pudiendo simular perfectamente las manos del operador. El panel de control, que consta de varios monitores y dos paneles de comandos, es móvil y puede ser instalado cerca de la sala de control de equipos del canal de irradiación.

Las células del canal de irradiación están cubiertas en su mayor parte por el acero inoxidable y pintadas con pintura removible. Todas las superficies de los equipos externos también están pintados con la misma pintura. Para la descontaminación, se utilizarán líquidos descontaminantes y por esta razón varios punto de conexión para tubos flexibles se han diseñado e instalado en las celdas y serán utilizados por el robot MASCOT o por los operadores. Los efluentes líquidos producidos se recolectan y se mandan a la unidad de eliminación de residuos del reactor. Un sistema de monitoreo ambiental de las células completa el sistema de equipos de canal de irradiación.

Finalmente, con el trabajo de los manipuladores y del robot MASCOT todos los materiales presentes en el canal de irradiación se reducen en volumen a través de corte y prensado para después ser condicionados en mortero en contenedores de hormigón.

En las siguientes figuras se muestra la planta del canal de irradiación (figura 20) con sus tres celdas, y dos fotos del robot MASCOT operando durante el procedimiento de desmantelamiento (figura 21 y 22).

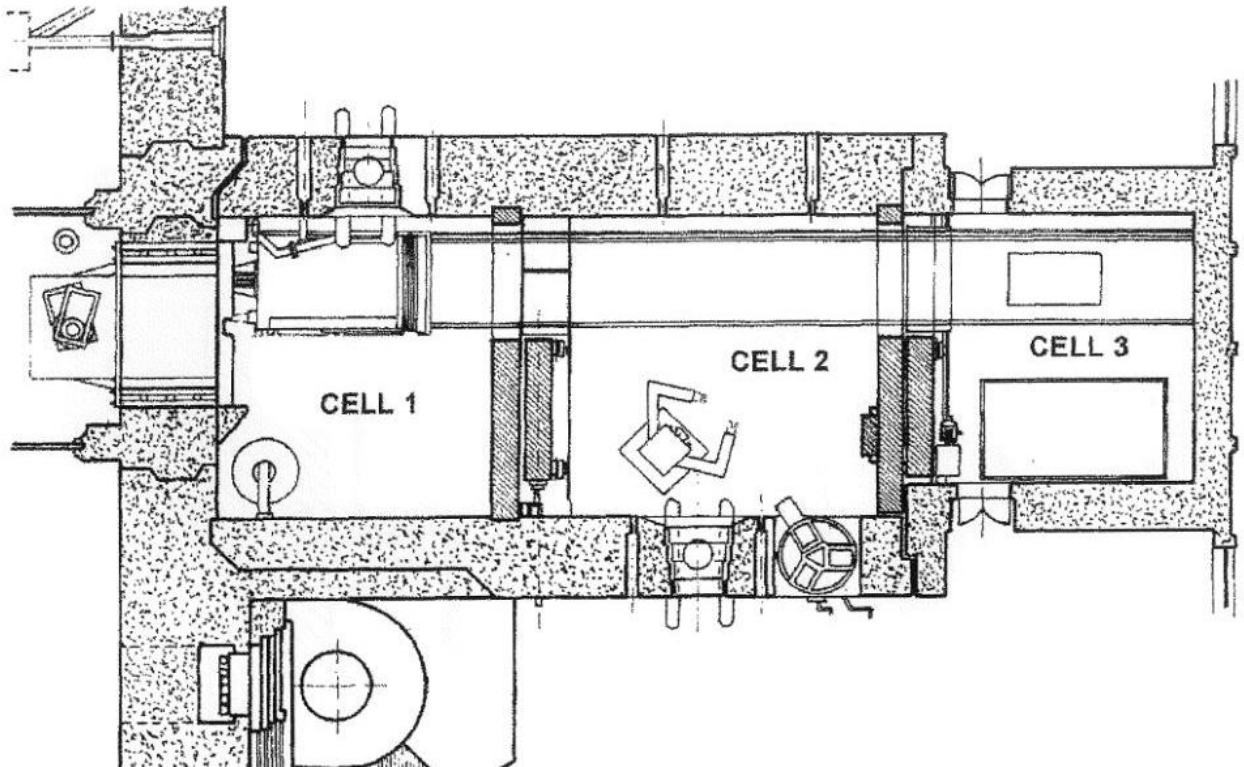


Figura 20: Planta del canal de irradiación (fuente: Boschi et al., 2004).

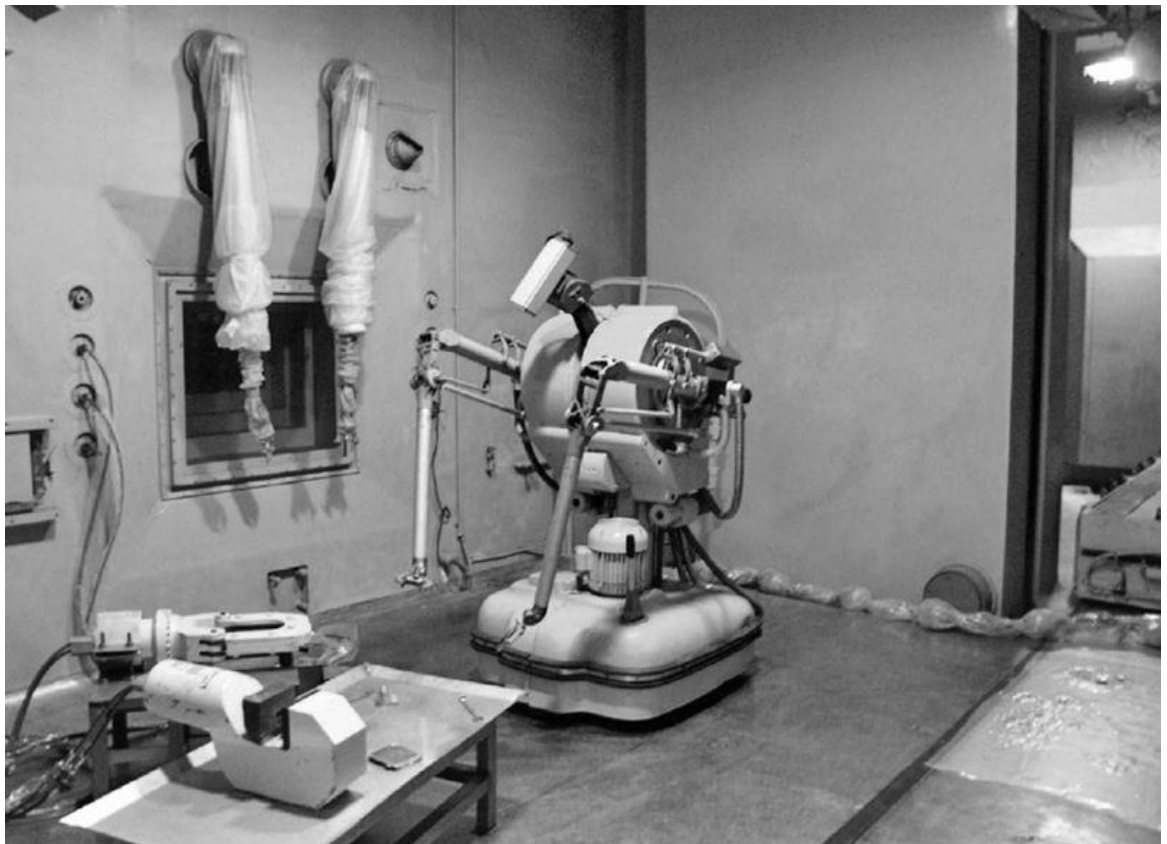


Figura 21: El robot Mascot que permitió llevar a cabo un manejo seguro de materiales radiactivos (fuente: Boschi et al., 2004).



Figura 22: El robot mientras opera en canal de irradiación mediante control a distancia (fuente: Boschi et al., 2004).

CAPITULO 3.

3. DISEÑO METODOLÓGICO

3.1 Caracterización de las Aguas

Se han caracterizado conjuntamente las aguas presentes en la piscina y en los tanques del reactor RTS-1 Galileo Galilei para las cuales interesa elegir el tratamiento adecuado para su posterior liberación al medio ambiente. Por ello, se ha implementado un detector de germanio basado en espectrometría gamma (γ) y un detector de centelleo líquido para espectrometría alfa (α) y beta (β). Ambas técnicas son las más utilizadas en el estudio de dispersión de radionucleidos en el medio ambiente.

La técnica espectrométrica implementada consiste en la obtención del espectro característico de las radiaciones emitidas por los radionucleidos presentes en las aguas, que una vez comparado con el espectro de radioelementos de referencia, permite identificar los isotopos radiactivos contenidos en la muestra. Se han recogido muestras de los efluentes en recipientes estándar para que haya consistencia entre la calibración del instrumento y las medidas posteriores. Las mediciones se han realizado en los laboratorios de aguas de la Agencia Regional para la Protección Ambiental de la región Toscana (ARPAT) y han determinado cuantitativamente los radionucleidos presentes en las muestras.

Pese a que los detectores son diferentes debido a su funcionamiento, el principio físico en el que se basan es el mismo (Diago, 2003). La radiación de la muestra incide en el cristal (o líquido de centelleo) receptor posicionado en el detector e interacciona con el mismo, produciendo este, un fotón de una determinada longitud de onda (o un pulso originados por la interacción de partículas). La cantidad de electrones que se producen se amplifica en el fotomultiplicador y en última instancia genera el espectro de la radiación correspondiente.

A continuación el convertidor analógico digital transforma la señal analógica en un dígito, proporcional al voltaje máximo del pulso, y por tanto proporcional también a la energía E depositada por la radiación en el detector. El analizador multicanal clasifica los pulsos según su amplitud o altura la cual es proporcional a la energía de la radiación

incidente. Los datos obtenidos tales como la altura de los pulsos (vinculados a la energía de los fotones) y el número de cuentas (número de fotones con una determinada energía) pueden ser registrados a través de una computadora conectada a la salida de datos del espectrómetro.

La señal digital es procesada por un PC que genera el espectro alfa, beta o gamma “ $n(C)$ ”, consistente en la representación del número n de detecciones para cada canal C .

Con esa práctica se ha obtenido la Concentración [Bq/L] de la actividad de los radionucleidos de la muestra. Estos resultados serán los valores de partida para el cálculo de la fórmula de descarga.

3.2 El Evaporador WT 200 HP-R

El agua de la piscina y la de los tanques del reactor RTS-1 Galileo Galilei es un agua “limpia” y de baja conductividad, por tanto su concentración de sólidos disueltos es mínima. Para su tratamiento se ha elegido un tratamiento por evaporación a vacío para agua de procesos. Este tratamiento tiene muchas ventajas frente a los otros tipos de tratamiento de agua radiactivas, descritos en el capítulo anterior, en cuanto es una solución compacta (puede ser instalado fácilmente al interno de la instalación del CISAM), con un gasto energético reducido y posee de un funcionamiento totalmente automático. Además, y como factor de mayor importancia, permite reducir el contenido de todos los radionucleidos encontrados en los análisis del agua a tratar menos en tritio, por el cual se necesitaría un tratamiento aparte en el caso de que las concentraciones resultasen ser muy altas.

El evaporador empleado es el modelo FORMECO WT 200 HP-R (figura 23), su funcionamiento se basa en la destilación del agua a presión reducida permitiendo hervir el agua a temperaturas de $\approx 40^\circ\text{C}$. La serie HP-R utiliza un sistema de bomba de calor con serpentín de calentamiento externo y rascador interno para evitar que posible material sólido incrustante se adhiera a la superficie del hervidor. Es totalmente automáticos y

regulado por un microprocesador que permite cambiar fácilmente los parámetros de proceso para adatarlos a las características del agua a tratar.



Figura 23: Evaporador y recipientes de almacenamiento temporal del agua tratada (fuente Ruiz-Martinez et al., 2014).

Las aguas contaminadas se cargan en el destilador por aspiración mediante el vacío generado en el aparato. El grupo frigorífico de la bomba de calor aporta el calor para la ebullición del agua a tratar y el frío para la condensación del vapor generado. El agua destilada y el residuo del proceso se descargan al final del ciclo. La destilación en vacío, combinada con la bomba de calor, permite la separación del agua de los productos radiactivos en ella contenidos con un consumo energético muy limitado.

Ese modelo puede tratar 200 l/h de agua, por lo tanto se requirieran varios ciclos de tratamiento, y el condensado obtenido es almacenado en distintos depósitos, de 30 m³ de capacidad, a la espera de ser analizada. El agua tratada con valores de concentración de actividad por debajo de los límites de la Fórmula de Vertido, se envía posteriormente a la depuradora por medio de camiones autocisterna. La descarga se realiza en un depósito de 50 m³ de donde se trasiega a la balsa de cloración de la depuradora para, finalmente, realizar el vertido en los puntos de descargas.

La siguiente figura muestra el diagrama de flujo seguido en el tratamiento del agua.

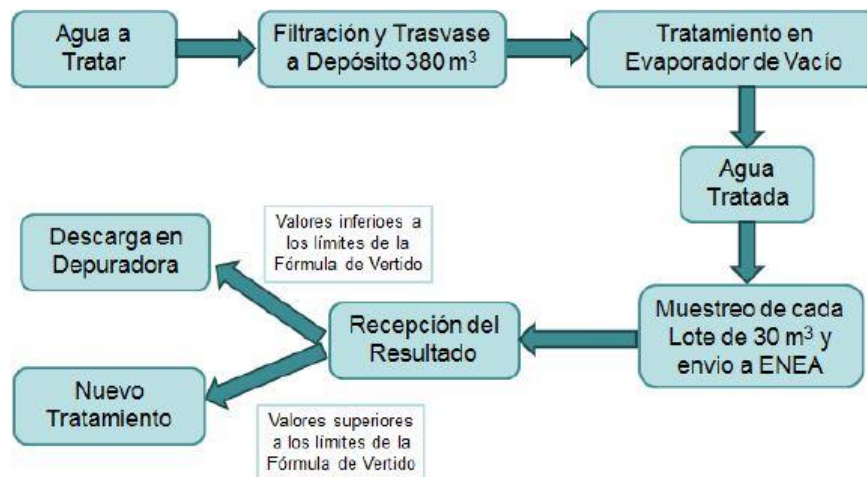


Figura 24: Diagrama de flujo del tratamiento de agua (fuente Ruiz-Martinez et al., 2014).

3.3 Vigilancia y Control en los Puntos de Descarga del Vertido

La vigilancia de la radiactividad ambiental es una actividad institucional obligatoria realizada por el ARPAT bajo el LR 32/2003 y LR 30/2009. La actividad se lleva a cabo sobre la base de un plan regional que es parte integral del plan nacional, coordinado por el ISPRA.

El plan regional aprobado en el 2013 por la Región Toscana con DD 1606/2013 trata de la planificación del vertido de agua tratada de CISAM. Según este decreto el plan de monitoreo de la descarga de agua tratada del CISAM tendrá como objetivos principales en primer lugar, la adquisición de los datos necesarios para comprobar que el descarga no dará lugar a cambios significativos de contaminación del medio ambiente por radionucleidos presentes en el agua tratada, en un área que va desde las proximidades del punto de descarga, a la desembocadura del Navicelli en el río Arno y en la desembocadura de este último.

De hecho, aunque los niveles de concentración esperados, después de la dilución, están por debajo de la mínima detectable, las administraciones competentes y los organismos de Prevención de Salud Local de Pisa acordaron poner a disposición de la población datos de un área más grande de la que se requeriría para un análisis realista de la evaluación del impacto medioambiental.

Además, se compararán algunos resultados del análisis de las muestras del ARPAT (como los relevados de Cesio-137 y de Tritio en el agua), con algunos parámetros proporcionados por el CISAM el cual hace uso de laboratorios calificados del ENEA de Bolonia para facilitar datos de todos los radionucleidos presentes en el agua antes del tratamiento.

Los puntos de muestreo se han elegido a lo largo de todo el trayecto que desde el desagüe de la planta de depuración de Pisa Sur, que vierte en el Canal Fosso, llega a la desembocadura del río Arno pasando por el canal Navicelli. En las figuras 25 y 26 se muestran los puntos de control de aguas superficiales cerca de la planta de tratamiento Pisa Sur y el monitoreo a lo largo del Canal Navicelli hasta la desembocadura del Arno.



Figura 25: Puntos de control cerca de la planta de tratamiento (fuente: ARPAT).



Figura 26: Puntos de control hasta la desembocadura del Arno (fuente: ARPAT).

3.4 El Código GENII-FRAMES

El código GENII (GENeration II for dosimetry system), se utiliza para el cálculo de dispersión de sustancias radiactivas en el medio ambiente y para el cálculo de la dosis de radiación tanto interna como externa en individuos. Desarrollado por la PNL (Pacific Northwest Laboratory, Richland, Washington) se basa en los modelos de dispersión ambiental utilizados en Hanford, con la metodología recomendada en las publicaciones 26 (1977) y 30 (1979) del ICRP. La nueva versión implementa estos métodos con las de las publicaciones ICRP 48, 56 y 72 y las publicaciones relativas a factores de riesgo en el Federal Guidance Report nº 13. Estos modelos dosimétricos y de riesgo se consideran el “estado del arte” por la comunidad internacional de protección radiológica y han sido adoptados por la mayoría de las organizaciones nacionales e internacionales así como su metodología de dosimetría estándar.

El código GENII se ha desarrollado para estimar el potencial de dosis recibida por individuos o población debida a la presencia de radionucleidos en el medio ambiente. Los radionucleidos liberados se distribuyen por el medio circundante, pudiendo llegar hasta el hombre las radiaciones que emiten y los propios radionucleidos, a través de caminos muy diversos, que por lo general ocurren simultáneamente. La definición de un modelo conceptual implica la evaluación de las vías de liberación de los radionucleidos en el medio ambiente, las características físico-químicas de la descarga, las propiedades del medio receptor (condiciones atmosféricas, hidrográficas, vegetación, cultivos y ganado), de la presencia del hombre en la zona afectada y sus hábitos alimentarios y de vida.

Los módulos implementados en GENII se basan en modelos ya existentes y desarrollados por la Agencia de Protección Ambiental de Estados Unidos (EPA) en los que se han actualizado las formulaciones y los coeficientes de transferenciasq (Napier B.A., 1988; Napier B.A., 2004). El sistema consta de siete códigos interrelacionados cuyas bases de datos están unidas entre sí. La salida de uno de los códigos se almacena en un archivo que puede ser leído por los otros códigos en el sistema.

Es un código dedicado al análisis de emisiones (controlada o accidental) de los radionucleidos en el aire o en el agua, además de otras situaciones, como la contaminación residual de repositorios o las operaciones de desmantelamiento (Leigh C.D., et al., 1993). Además es posible calcular la dosis recibida debida a descarga crónica o aguda de contaminantes radiactivos para calcular la dosis anual equivalente y la dosis efectiva.

Las vías de exposición proporcionadas incluyen los riesgos de exposición directa e indirecta, a través del agua (natación, el surf y la pesca), del suelo (a través del mecanismo de re-suspensión) y del aire. Por ejemplo, en el caso de las sustancias radiactivas liberadas en las aguas superficiales, la contaminación pasaría a las plantas y animales y llegaría al hombre a través de la ingestión (Zucchetti M., 2011). De particular importancia en este sentido, es la cadena trófica, que determinan la llegada al hombre de sustancias radiactivas liberadas en el medio ambiente a través de dosis por ingestión de alimentos contaminados (leche, verduras, pescado, etc.), y el agua potable contaminada. Por lo tanto, con el fin de establecer la dosis equivalente a individuos o población, el sistema considera los datos relativos al consumo de alimentos por parte de la población. Además, debido a que la difusión y la dilución del efluente en la atmósfera dependen de las condiciones de estabilidad atmosférica y de las frecuencias del viento en zonas determinadas, el código permite que el usuario introduzca datos meteorológicos utilizados para el cálculo de la dosis individual y colectiva.

El software FRAMES

Los componentes de GENII-V2 se han desarrollado para operar dentro del Marco de Análisis de Riesgos en Sistemas Ambientales (Framework for Risk Analysis in Multimedia Environmental Systems - FRAMES) (Whelan G., et al., 1997; Whelan G., et al., 2007). FRAMES es un sistema open-architecture, object-oriented que permite al usuario elegir los modelos más adecuados para resolver su problema de simulación particular (Pelton M.A., 2001).

Tiene una interfaz gráfica que permite al usuario seleccionar específicos componentes de cálculo para ser incluidos en el análisis (figura 27), seleccionar los

radionucleidos, consultar los archivos intermedios y finales, obtener gráficas de resultados, y realizar análisis de sensibilidad e incertidumbres.

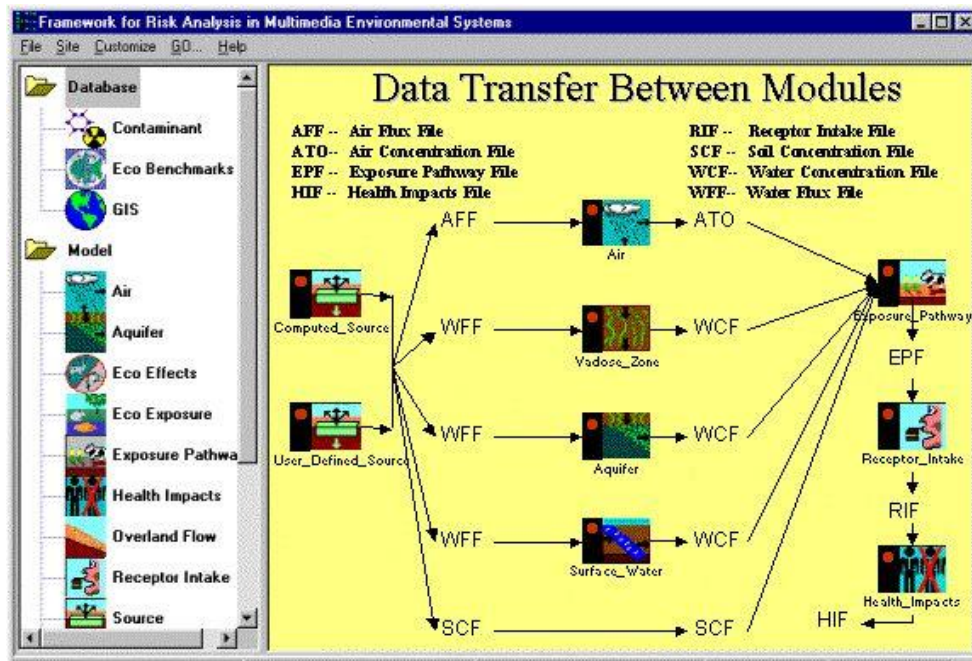


Figura 27: Esquema de los módulos del código GENII-FRAMES (fuente: <http://mepas.pnnl.gov>).

Las componentes de análisis general disponible en FRAMES son: Base de datos de contaminantes; Definición/estimación término fuente; Transporte en la zona no saturada; Transporte en acuíferos; Transporte en aguas superficiales; Transporte en el suelo; Transporte atmosférico; Vías de exposición; Recepción por ingestión; Estimación del impacto en la salud; Análisis de sensibilidad e incertidumbres; Generación de informes y gráficos. Estos componentes representan los componentes básicos de un análisis que el usuario selecciona para el desarrollo de su caso particular a analizar (Littleton B., 2010).

En este trabajo se ha implementado el módulo para el agua superficial que tiene el propósito de representar el transporte a través de las aguas superficiales del medio (Napier B.A., et al., 1988) y cuyos modelos están basados en el trabajo de Whelan (Codell, Llave y Whelan 1982; Petraglia A., et al., 2006).

Todos los radionucleidos forman parte de una cadena de desintegración y aumentan su descendencia durante el tiempo de desintegración desde el punto en el que se libera hasta el punto estudiado. Este fenómeno se modela como sigue:

$$C_{ri}(T_{yr}) = C_{rwi}(T_{yr})e^{-\lambda_i Tt_r} \quad (31)$$

donde:

$C_{ri}(T_{yr})$ = concentración media anual del radionucleido i en las aguas del punto de interés r (Bq/l).

$C_{rwi}(T_{yr})$ = concentración media anual del radionucleido i en las aguas medido en el punto r , pero sin tener en cuenta la desintegración en el tiempo de tránsito desde el punto de liberación (Bq/l).

Tt_r = tiempo de viaje desde el punto de liberación al punto r (años).

T_{yr} = período promediado a un año (años).

λ_i = constante de desintegración para el radionucleido i (años^{-1}).

El modelo se basa en los mecanismos más importantes de transporte, vías de exposición y parámetros de dosis, con pasos a seguir secuencialmente. El modelo de cálculo del transporte se utiliza para calcular la concentración de radionucleidos en el medio ambiente. El factor de dosis se calcula para 826 radionucleidos presentes en la base de datos y por inhalación, ingestión y exposición externa. Estos valores de factor de dosis se utilizan para derivar los factores de riesgos que se multiplican por la concentración de radionucleidos para, finalmente, obtener el valor de dosis que se compara con los límites establecidos (Buck J.W., et al., 2003).

El tipo de exposición puede ser 'aguda' o 'crónica'. La opción de la liberación crónica se dirige principalmente a la evaluación de las consecuencias de los vertidos voluntarios de residuos radiactivos en el medio ambiente y que perduran en el tiempo.

En el modelo conceptual el usuario puede elegir entre un escenario "lejos de campo" y un escenario de "campo cercano". En el primer caso se elige para determinar el impacto de una completa liberación de material radiactivo en un entorno determinado, por ejemplo, para evaluar las dosis a individuos o para la población, debido a las liberaciones (planificadas o accidentales) de residuos radiactivos en aire o agua. En el segundo caso, el análisis se centra en la evaluación, en un área limitada, de dosis individuales debido a contaminación o fuentes de exposición, como depósitos de residuos de alta actividad en el suelo.

CAPITULO 4.

4. RESULTADOS

4.1 Obtención de la Fórmula de Descarga

Para este trabajo se ha llevado a cabo el tratamiento conjunto del agua presente en la piscina del reactor con el agua del tanque ELR así como el agua del depósito temporal RT.

La caracterización de estas aguas ha sido llevada a cabo por ARPAT con los detectores explicados anteriormente. Los datos iniciales de volumen y actividad de los radionúclidos presentes en el agua de la piscina y en la de los tanques se presentan en la tabla siguiente:

Tabla VII: característica de las aguas a tratar.

| | PISCINA | ELR | RT | TOTAL |
|----------------------------------|-----------------|-----|----|-------|
| Volumen (m³) | 630 | 42 | 19 | 691 |
| Radionucleidos | C (Bq/L) | | | |
| ¹³⁷ Cs | 44.508 | | | |
| ⁹⁰ Sr | 20.424 | | | |
| ²⁴¹ Am | 9.117E-03 | | | |
| ²³⁸ U | 7.321E-05 | | | |
| ²³⁵ U | 3.355E-04 | | | |
| ²³⁸ Pu | 2.416E-02 | | | |
| ²³⁹ Pu | 9.208E-03 | | | |
| ²⁴⁰ Pu | 9.208E-03 | | | |
| ³ H | 72.026 | | | |
| TOTAL (sin ³H) | 64.984 | | | |
| TOTAL (con ³H) | 137.010 | | | |

Como se ha explicado en el capítulo anterior el tratamiento elegido para esas aguas es la evaporación en vacío mediante el evaporador FORMECO WT 200 HP-R, que presenta las siguientes características:

Tabla VIII: característica evaporador.

| | |
|---|-------------|
| Factor de conversión Y | 0.99 |
| Caudal Qc (m³/h) | 0.2 |
| Volumen calderín (m³) | 1.5 |

El fabricante ha proporcionado el valor del factor de conversión y los factores de descontaminación del evaporador empleado, para cada radionucleido.

El factor de conversión del evaporador resulta ser del 99%. A partir de ese dato y mediante las relaciones expuestas a continuación, se estimarán los volúmenes de condensado y concentrado.

$$Y = \frac{V_C}{V_T} \quad (32)$$

$$V_T = V_C + V_S$$

donde:

Y: conversión del evaporador.

VC: volumen de condensado.

VT: volumen de entrada (alimento).

VS: volumen de concentrado.

Tabla IX: volúmenes de condensado y concentrado.

| | ENTRADA | CONDENSADO | CONCENTRADO |
|--------|---------|------------|-------------|
| V (m³) | 691 | 684.09 | 6.91 |

La descarga del concentrado en el evaporador se corresponde con el volumen del calderín ya que una vez que éste se llene habrá que vaciarlo para seguir con un nuevo ciclo. El volumen el calderín es de 1.5 m³ (como visto en la tabla VIII) por lo tanto, a partir del volumen total de concentrado que se ha calculado en la tabla IX, se ha podido estimar el número de ciclos de evaporación necesario para tratar la totalidad del efluente.

$$N^{\circ} \text{ ciclos} \rightarrow \frac{6.91}{1.5} = 4.607 \cong 5 \quad (33)$$

La actividad del condensado resultante tras el tratamiento por evaporación se ha calculado teniendo en cuenta el Factor de Descontaminación (FD), que viene dado por la siguiente relación:

$$FD = \frac{C_a}{C_c} \quad (34)$$

donde:

Ca es la concentración de actividad a la entrada (alimento);

CC es la concentración de actividad del condensado.

El factor de descontaminación ha sido proporcionado por el fabricante y se aplica a todos los radionúclidos presentes, a excepción del Tritio que no es posible eliminar con este tratamiento y que tendrá por lo tanto un factor de descontaminación de 1.

Las concentraciones de actividad del vertido (alimento) se han listado en la tabla VII y se reportan en la primera columna de la tabla X. Se ha aplicado el factor de descontaminación (FD) a todos los radionucleidos obteniendo la concentración de actividad del condensado (tercera columna). A continuación se ha obtenido la actividad del vertido considerado un volumen total de vertido de 700 m³ para ser conservadores y por último se ha calculado la actividad del vertido por días. El resultado obtenido se muestra en la tabla X.

Tabla X: concentraciones y actividad del vertido calculadas.

| | Ca (Bq/L) | FD | Cc (Bq/L) | A (Bq) | A (Bq/día) |
|----------------------|-----------|-----|------------------|---------------------|-------------------|
| Cs137 | 44.508 | 100 | 4.451E-01 | 311556 | 2163.583 |
| Sr90 | 20.424 | 100 | 2.042E-01 | 142968 | 992.833 |
| Am241 | 9.117E-03 | 100 | 9.117E-05 | 63.819 | 4.432E-01 |
| U238 | 7.321E-05 | 100 | 7.321E-07 | 0.512 | 3.559E-03 |
| U235 | 3.355E-04 | 100 | 3.355E-06 | 2.349 | 1.631E-02 |
| Pu238 | 2.416E-02 | 100 | 2.416E-04 | 169.120 | 1.174E+00 |
| Pu239 | 9.208E-03 | 100 | 9.208E-05 | 64.456 | 4.476E-01 |
| Pu240 | 9.208E-03 | 100 | 9.208E-05 | 64.456 | 4.476E-01 |
| H3 | 72.026 | 1 | 72.026 | 50418200 | 350126.389 |
| TOTAL(sin H3) | 64.984 | | 0.6498 | 454888.712 | 3158.949 |
| TOTAL(con H3) | 137.010 | | 72.676 | 50873088.712 | 353285.338 |

La actividad por días de la tabla anterior se ha calculado a partir de la estimación de los días de vertido. Considerando que el agua tratada (aproximada a 700m³) se almacena en distintos depósitos de 30 m³ y que la descarga de cada lote se efectuará en día 6 días funcionando la descarga 24 horas al día, el resultado es el siguiente:

$$\frac{700m^3}{30m^3/lote} = 23.3 \approx 24 \text{ lotes} \quad (35)$$

$$24 \text{ lotes} \cdot 6 \text{ días por cada lote} = 144 \text{ días}$$

A ese punto, teniendo en cuenta que el condensado se diluye en la vasca de cloración antes de ser liberado al canal, y que la emisión del vertido es continúa con un caudal de 300 m³/hora durante 144 días completos de 24 horas, el volumen total del vertido se calculará con la siguiente ecuación:

$$24 \text{ descargas} \cdot 6 \text{ días} \cdot 300 m^3/h \cdot 24 h/día = 1036800 m^3 \quad (36)$$

4.2 Modelización con el FRAMES

La simulación con el FRAMES se ha realizado para dos casos: el Fosso (canale di scolo) y el Canale di Navicelli. Para ambos casos se han considerado las actividades en el alimento calculadas y presentadas anteriormente, así como el tiempo y volumen total del vertido. Pero debido a que la geometría de los mismos no es la misma, así como el caudal que transportan, se ha tenido que realizar el cálculo de la velocidad de transporte así como del tiempo necesario para alcanzar el punto de exposición, para cada uno de ellos. A continuación se muestran los cálculos concernientes los dos canales.

- Canal FOSSO:

Tabla XI: datos para el canal Fosso.

| | |
|---------------------------------|-----|
| Longitud (m) | 100 |
| Anchura (m) | 3 |
| Profundidad (m) | 1.5 |
| Caudal (m³/h) | 300 |

El área del canal es de:

$$A = 3 \cdot 1.5 = 4.5 m^2 \quad (37)$$

La velocidad:

$$v = \frac{Q}{A} = \frac{300 \text{ m}^3/h}{4.5 \text{ m}^2} = 66.66 \text{ m/h} = 0.0185 \text{ m/s} \quad (38)$$

Y el tiempo que tarda desde el punto de vertido hasta el punto de exposición (L= 1 m):

$$t = \frac{L}{v} = \frac{1 \text{ m}}{0.0185 \text{ m/s}} = 54.05 \text{ s} \quad (39)$$

Se observa que el caudal que circula por el Fosso es el mismo vertido ya que este canal tiene como única función la de conectar la depuradora al canal Navicelli para la descarga de sus efluentes.

- **Canal NAVICELLI:**

Tabla XII: datos para el canal Navicelli.

| | |
|---------------------------------|-----|
| Longitud (km) | 17 |
| Anchura (m) | 33 |
| Profundidad (m) | 3 |
| Caudal (m³/s) | 0.8 |

El área del canal es de:

$$A = 33 \cdot 3 = 99 \text{ m}^2 \approx 100 \text{ m}^2 \quad (40)$$

La velocidad:

$$v = \frac{Q}{A} = \frac{0.8 \text{ m}^3/s}{100 \text{ m}^2} = 0.008 \text{ m/s} \quad (41)$$

Y el tiempo que tarda desde el punto de vertido hasta el punto de exposición (L= 100 m):

$$t = \frac{L}{v} = \frac{100 \text{ m}}{0.008 \text{ m/s}} = 12500 \text{ s} \quad (42)$$

A continuación se describen las partes más importantes del modelado en FRAMES para los dos casos estudiados, canal Navicelli e Fosso, información adicional se podrá encontrar en los anexos de este trabajo.

- **MODELO CORRESPONDIENTE AL CÁLCULO DE IMPACTO RADIOLÓGICO EN EL CANAL DE NAVICELLI**

En *User Defined Module* se introducen los datos geométricos (ancho del canal, profundidad del mismo y datos del caudal que se vierte), y en otras pantallas se introducen las actividades en Bq/día de los elementos radiactivos, como calculados en la tabla X. Los radionucleidos se deben introducir individualmente, y se puede observar como los hijos de la progenie (debidos a la desintegración radiactiva) también se seleccionan automáticamente. Un ejemplo de este paso se puede ver en la figura 28a y 28b.

A continuación, en el módulo *Surface Water Module* se introducen los datos concernientes la emisión del vertido, tiempo de tránsito y velocidad del agua calculados anteriormente. Se ha elegido la opción de Chronic river ya que la emisión de vertidos es continua con un caudal de 300 m³/hora durante 144 días. La opción de liberación crónica se dirige principalmente a la evaluación de las consecuencias de los vertidos voluntarios de residuos radiactivos en el medio ambiente.

Se ha supuesto un punto de distancia aguas abajo en donde se toma el agua para irrigación de 100 metros, esa distancia es muy conservadora ya que, según los organismos de vigilancia ambiental de la zona, no hay un uso de las aguas del Canal Navicelli para irrigar campos de cultivo, por lo que ese dato no existe.

Se especifica la anchura y profundidad del canal y por último se ha fijado en 0.5 metros la distancia desde la orilla a la toma de agua en el punto de exposición. Los datos introducidos en *Surface Water Module* se pueden ver en la figura 28c y 28d.

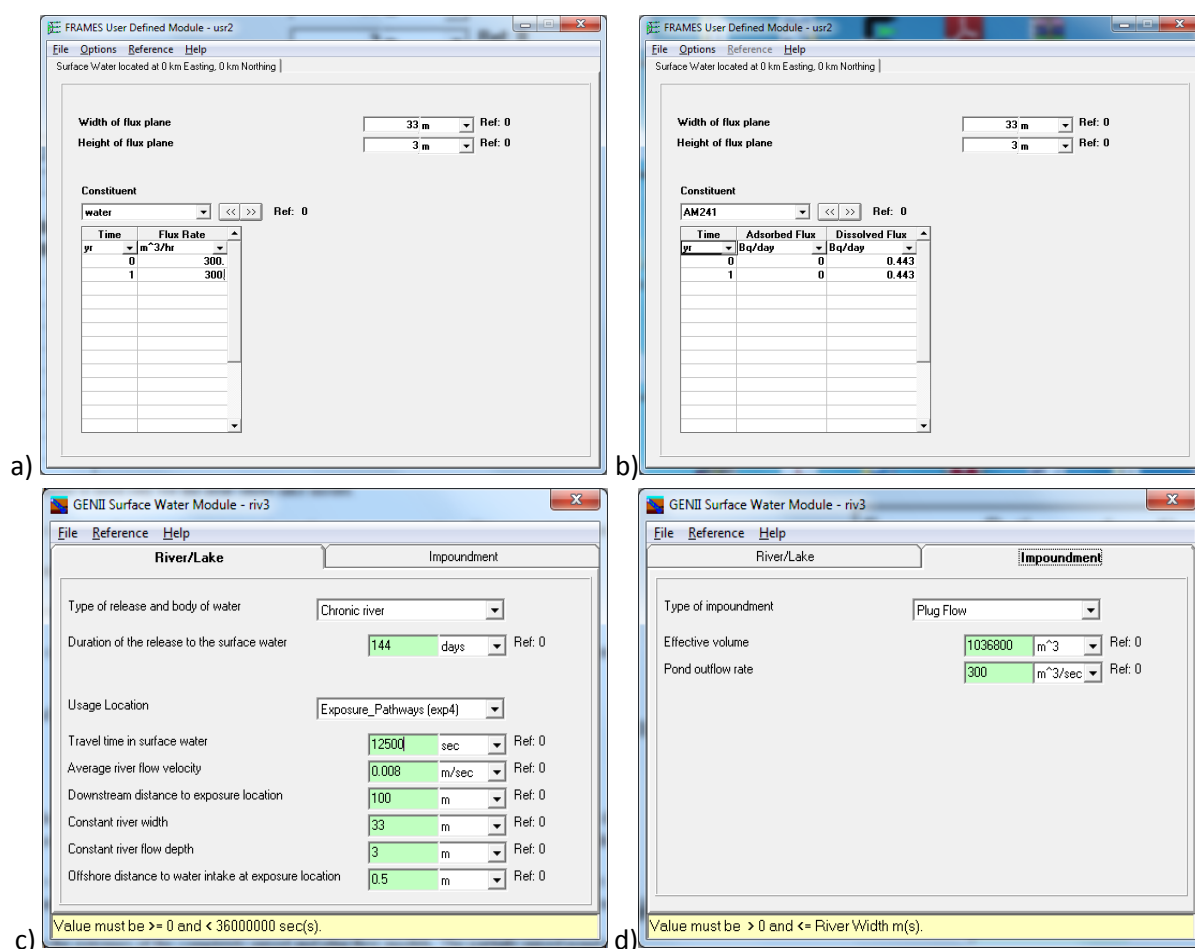


Figura 28: Ventanas de User Defined y Surface Module del FRAMES.

Sucesivamente se deben establecer las vías de exposición (*Exposure Pathways*) para que el programa pueda relacionar las concentraciones de cada contaminante en los medio de exposición seleccionados. En este caso de estudio, se ha seleccionado el módulo el de agua superficial ya que sólo se disponen datos de ese medio. No obstante, el programa dispone de una definición de vías de exposición específicas y rutas de la ingesta de productos vegetales y animales que se calcularán a partir de los datos proporcionados al programa. En la figura 29 se visualiza la información introducida en este módulo.

Como puede verse en la figura 29a, se ha activado como vía de exposición la ingestión de productos animal, ingestión de alimentos vegetales, ingestión de alimentos acuáticos, y aguas superficiales con usos recreativos. Se ha supuesto que la duración de la exposición sea de 365 días, debido a que aunque el período de vertido acaba a los 144 días, la pequeña radiactividad presente en alimentos vegetales y animales debida a la irrigación de campos de cultivo y pastos no se elimina de forma inmediata en el medio ambiente. Los

datos de humedad absoluta y pluviometría han sido proporcionados por Atlas Services srl y ARPAT mientras que como dato de fracción de raíces de plantas en el suelo se ha utilizado el de referencia del GENII. Se han activado todos los caminos posibles de ingestión (figura 29b) excluyendo la ingestión de moluscos, crustáceos, y plantas acuáticas. También se excluye el agua de beber e ingesta inadvertida de agua de ducha, agua mientras se nada, e ingesta de tierra del suelo.

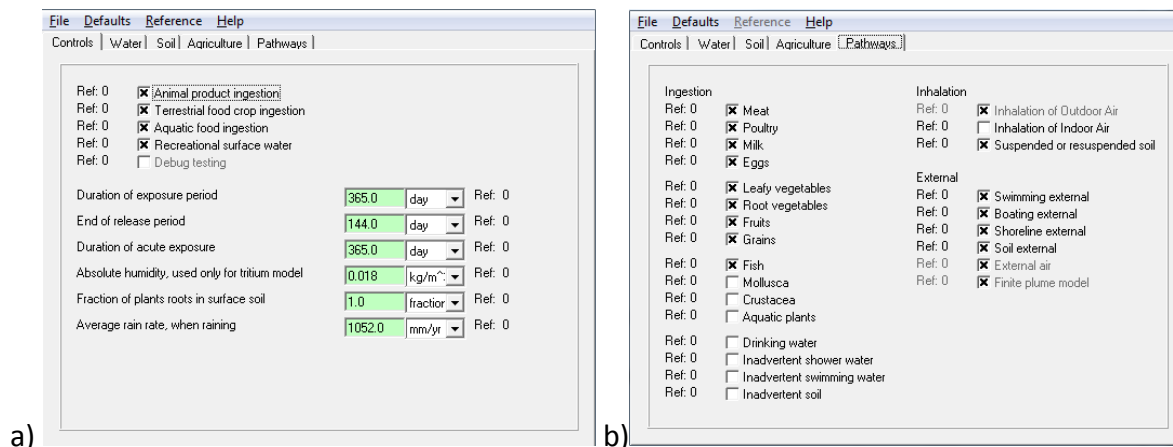


Figura 29: Ventanas del módulo Exposure Pathways con los datos introducidos.

En cuanto al módulo *Receptor Intakes*, se ha seleccionado para la simulación el *individuo máximo*, es decir, aquel cuyos hábitos de consumo de alimentos o de uso de instalaciones y permanencia en lugares contaminados, toman valores máximos respecto al resto de individuos de la zona de influencia. Por lo tanto es el individuo más expuesto y que recibirá mayor dosis equivalente.

Se han elegido tres grupos de población tal como se ha explicado anteriormente, lactantes de 0 a 2 años, niños de 3 a 14 años, y adultos de 15 a 70 años. Se ha introducido el uso del recurso que se hace para cada grupo (recreo, natación y paseo) y se ha supuesto el número de horas diarias y el número de días durante el cual se verifica la exposición, para cada uno de ellos. En la figura 30a se puede ver el ejemplo para el segundo grupo (niños) para el cual se ha supuesto una exposición por uso de embarcación de recreo de 2 horas durante 50 días.

CAPITULO 4: RESULTADOS

A continuación, se deben introducir los valores de las tasas de uso y consumo habituales. Los factores utilizados en este estudio han sido proporcionados por Atlas Services srl y ARPAT. Estos datos se han introducido para todos los grupos de edad y, los referentes al grupo de adultos se muestran en la figura 30b para *Food crop ingestion*, 30c para *Animal product ingestion* y 30d para *Aquatic food ingestion*.

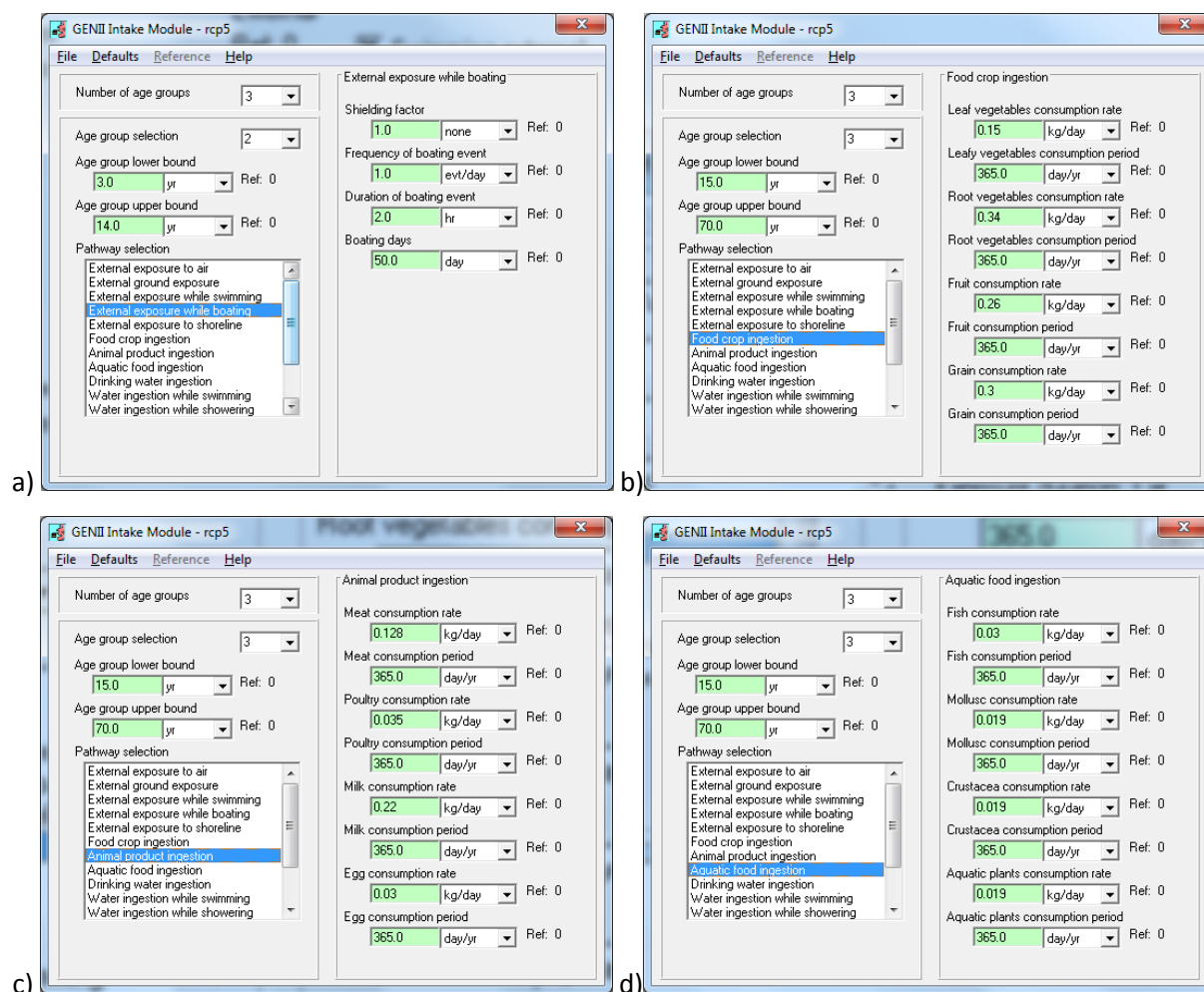


Figura 30: Definición del módulo Intake para el cálculo de dosis interna.

Por último, en el módulo de efectos de salud, *Health Impacts*, se ha seleccionado el método de cálculo de dosis y riesgos que se desea emplear para el cálculo de incidencia de cáncer, riesgo de cáncer fatal y dosis de radiación. Para este caso se ha elegido la versión más moderna que usa el GENII-FRAMES, la correspondiente al ICRP-60.

- **MODELO CORRESPONDIENTE AL CÁLCULO DE IMPACTO RADIOLÓGICO EN EL FOSSO**

Para el modelado del canal de scolo Fosso se ha seguido el mismo procedimiento que por el Navicelli, utilizando pero los datos geométricos correspondientes a la tabla XI. También en este caso se ha elegido la opción *Chronic river* ya que la emisión del vertido es continua con un caudal de 300 m³/hora durante 144 días completos de 24 horas.

El tiempo de tránsito en el canal hasta el punto de exposición es 54.05 segundos, la velocidad del agua en el canal es 0.0185 m/s. El punto de distancia aguas abajo de exposición es 1 metro, en ese punto se supone que el individuo máximo podría estar pescando y bañándose.

Se ha fijado en 0.5 metros la distancia desde la orilla a la toma de agua en el punto de exposición. Se ha elegido el modelo *Plug Flow* ya que la inyección del agua desde el Fosso al canal de Navicelli es estrecho y bien compartimentado, además el diámetro de la tubería de entrada es muy inferior al ancho del Fosso (3 metros). Los detalles de la modelización se encontrarán en los anexos.

Para el Fosso se han activado como vías de exposición la ingestión de alimentos acuáticos y el uso recreativo de las aguas superficiales (figura 31a). De igual forma se han mantenido los datos de humedad absoluta, pluviometría y de fracción de raíces de plantas en el suelo que se han utilizado para el Canal Navicelli. Se han seleccionado como caminos posibles el pescado y la ingesta inadvertida de agua mientras se nada (figura 31b). En realidad a ese canal no tienen acceso personas no autorizadas y no hay presencia relevante de pescado, así que se puede considerar esta modelación como muy conservadora.

También en ese caso, como para el Navicelli, se ha seleccionado al individuo máximo y se han elegido tres grupos de población tal como se ha explicado anteriormente, lactantes de 0 a 2 años, niños de 3 a 14 años, y adultos de 15 a 70 años. En la figura 31c se representan los datos correspondientes a una exposición mientras se nada para el segundo grupo de edad (niños) para el cual se ha supuesto un uso de 2 horas al día durante 50 días.

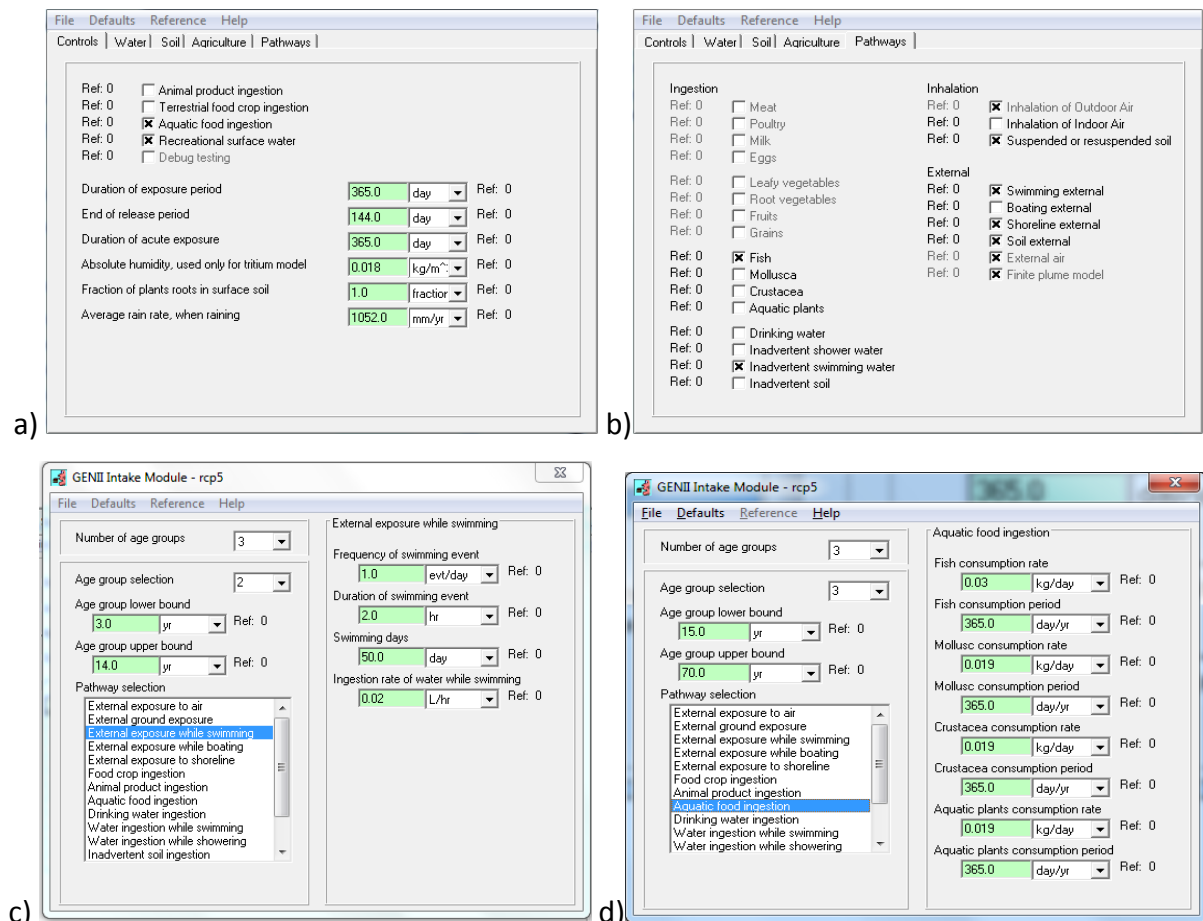


Figura 31: Modelado del Canale di scolo Fosso in GENII-FRAMES.

La figura 31d se presentan los datos introducidos para Aquatic food ingestión para el tercer grupo de edad, incluyendo los factores de uso y consumo habituales que han sido proporcionados por Atlas Services srl y ARPAT.

4.3 Resultados de Impacto Radiológico

A continuación se muestran los resultados de la modelación en GENII-FRAMES para los dos casos estudiados, Navicelli e Fosso, para sucesivamente comprobar si se ha alcanzado la condición de no relevancia de los radionucleidos en el medio ambiente.

- RESULTADOS DEL IMPACTO RADIOLÓGICO PARA EL CANAL DE NAVICELLI

El módulo *Health Impact* proporciona resultados de incidencia de cáncer y mortalidad por cáncer para cada órgano y grupo de edad, así como las dosis efectivas para cada grupo de edad. En la siguiente figura se presentan los resultados de dosis efectiva e

CAPITULO 4: RESULTADOS

incidencia de cáncer al cabo de un año para el grupo de lactantes (figura 32a) y para el grupo de niños (figura 32b):

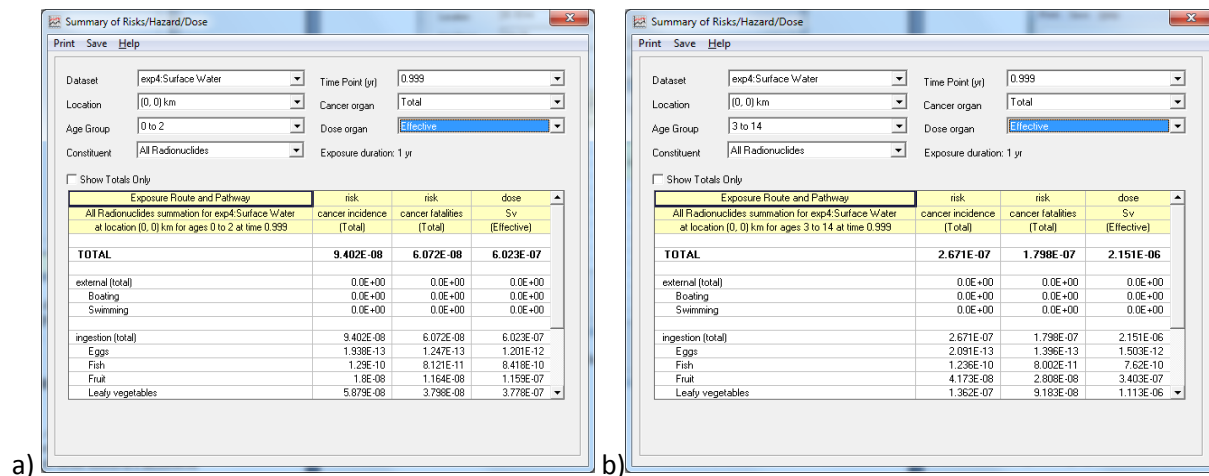


Figura 32: Resultado del módulo Health Impact para el primero y segundo grupo en el Navicelli.

Y por último para el grupo de adultos (figura 33):

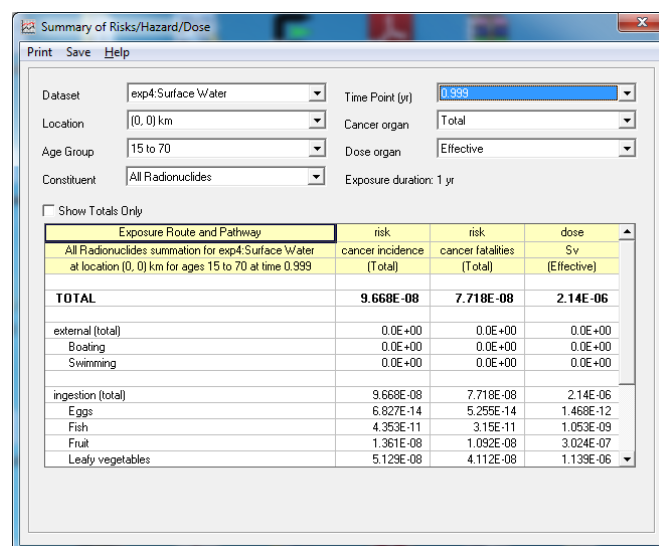


Figura 33: Resultado del módulo Health Impact para el tercer grupo en el Navicelli.

Como se puede observar los grupos más crítico son el de adultos y el de niños, aunque resulte que el individuo máximo sólo va a recibir una dosis efectiva de 2.15 μ Sv.

La dosis por radiación externa después de un año es cero y teniendo en cuenta que el vertido tenía una duración de 144 días es un resultado plausible. Consecuentemente, se ha observado la dosis por radiación externa en el tiempo cero, es decir al empezar el vertido y

los resultados han resultado ser despreciables para los tres grupos. En la figura 34 se muestra el resultado de dosis externa para el grupo de adultos.

| Exposure Route and Pathway | risk cancer incidence (Total) | risk cancer fatalities (Total) | dose Sv (Effective) |
|---|-------------------------------------|--------------------------------------|---------------------------|
| All Radionuclides summation for exp4:Surface Water at location ([0, 0] km for ages 15 to 70 at time 0 | | | |
| TOTAL | 4.591E-15 | 3.835E-15 | 7.659E-14 |
| external (total) | 4.591E-15 | 3.835E-15 | 7.659E-14 |
| Boating | 3.28E-15 | 2.735E-15 | 5.469E-14 |
| Swimming | 1.312E-15 | 1.1E-15 | 2.19E-14 |
| ingestion (total) | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |
| Eggs | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |
| Fish | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |
| Fruit | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |
| Leafy vegetables | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |

Figura 34: Resultado de dosis externa para el grupo de adultos en el Navicelli.

- RESULTADOS DEL IMPACTO RADIOLÓGICO PARA EL FOSFO

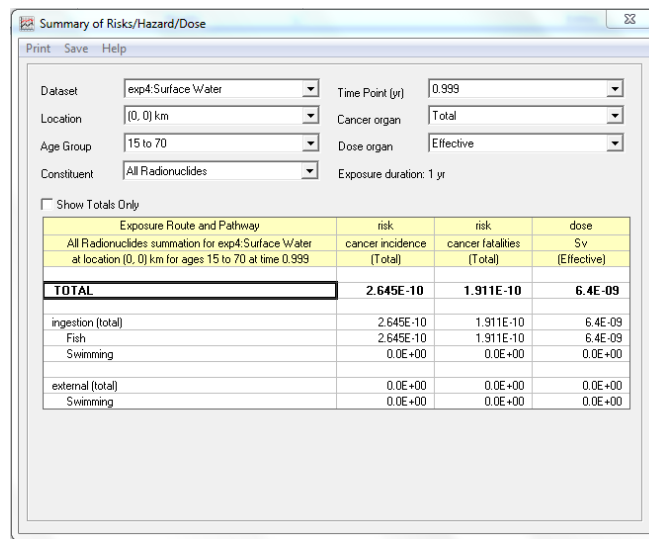
Después de haber ejecutado el modelo para el canal de scolo Fosso en el módulo *Health Impact* es posible examinar los resultados de incidencia de cáncer y mortalidad por cáncer para cada órgano y grupo de edad, así como las dosis efectivas para cada grupo de edad. En la figura 35 se presentan los resultados calculados al cabo de un año para el grupo de lactantes (figura 35a) y para el grupo de niños (figura 35b).

| Exposure Route and Pathway | risk cancer incidence (Total) | risk cancer fatalities (Total) | dose Sv (Effective) |
|---|-------------------------------------|--------------------------------------|---------------------------|
| All Radionuclides summation for exp4:Surface Water at location ([0, 0] km for ages 0 to 2 at time 0.999 | | | |
| TOTAL | 7.854E-10 | 4.932E-10 | 5.129E-09 |
| external (total) | 7.854E-10 | 4.932E-10 | 5.129E-09 |
| Swimming | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |
| external (total) | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |
| Swimming | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |

| Exposure Route and Pathway | risk cancer incidence (Total) | risk cancer fatalities (Total) | dose Sv (Effective) |
|--|-------------------------------------|--------------------------------------|---------------------------|
| All Radionuclides summation for exp4:Surface Water at location ([0, 0] km for ages 3 to 14 at time 0.999 | | | |
| TOTAL | 7.505E-10 | 4.861E-10 | 4.629E-09 |
| external (total) | 7.505E-10 | 4.861E-10 | 4.629E-09 |
| Swimming | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |
| external (total) | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |
| Swimming | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |

Figura 35: Resultado del módulo Health Impact para el primero y segundo grupo en el Fosso.

Y por último para el grupo de adultos (figura 36):



Summary of Risks/Hazard/Dose

Print Save Help

Dataset: exp4:Surface Water Time Point (yr): 0.999

Location: (0, 0) km Cancer organ: Total

Age Group: 15 to 70 Dose organ: Effective

Constituent: All Radionuclides Exposure duration: 1 yr

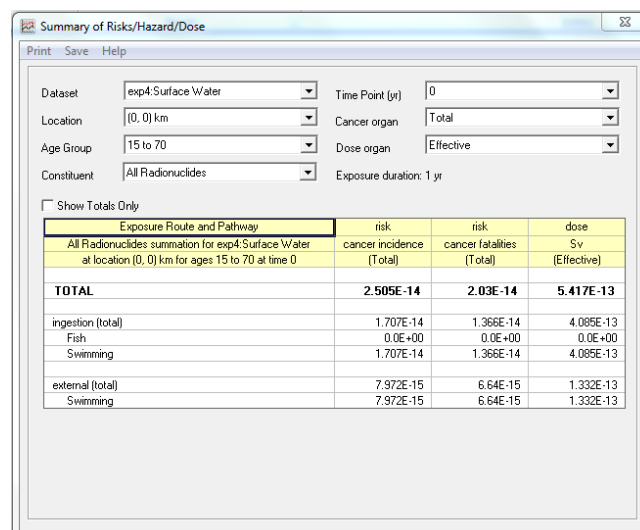
☐ Show Totals Only

| Exposure Route and Pathway | risk cancer incidence (Total) | risk cancer fatalities (Total) | dose Sv (Effective) |
|--|-------------------------------------|--------------------------------------|---------------------------|
| All Radionuclides summation for exp4:Surface Water at location (0, 0) km for ages 15 to 70 at time 0.999 | | | |
| TOTAL | 2.645E-10 | 1.911E-10 | 6.4E-09 |
| ingestion (total) | 2.645E-10 | 1.911E-10 | 6.4E-09 |
| Fish | 2.645E-10 | 1.911E-10 | 6.4E-09 |
| Swimming | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |
| external (total) | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |
| Swimming | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |

Figura 36: Resultado del módulo Health Impact para el tercer grupo en el Fosso.

De estos resultados se denota que aunque las dosis son un poco mayores para los grupos de lactantes y niños se pueden considerar despreciables a efectos de relevancia radiológica.

Se han analizado también los resultados para dosis externa y, al igual que el caso del Canal de Navicelli, las dosis por irradiación externa son prácticamente nulas, como puede verse en la figura 37 para el grupo de adultos.



Summary of Risks/Hazard/Dose

Print Save Help

Dataset: exp4:Surface Water Time Point (yr): 0

Location: (0, 0) km Cancer organ: Total

Age Group: 15 to 70 Dose organ: Effective

Constituent: All Radionuclides Exposure duration: 1 yr

☐ Show Totals Only

| Exposure Route and Pathway | risk cancer incidence (Total) | risk cancer fatalities (Total) | dose Sv (Effective) |
|--|-------------------------------------|--------------------------------------|---------------------------|
| All Radionuclides summation for exp4:Surface Water at location (0, 0) km for ages 15 to 70 at time 0 | | | |
| TOTAL | 2.505E-14 | 2.03E-14 | 5.417E-13 |
| ingestion (total) | 1.707E-14 | 1.366E-14 | 4.085E-13 |
| Fish | 0.0E+00 | 0.0E+00 | 0.0E+00 |
| Swimming | 1.707E-14 | 1.366E-14 | 4.085E-13 |
| external (total) | 7.972E-15 | 6.64E-15 | 1.332E-13 |
| Swimming | 7.972E-15 | 6.64E-15 | 1.332E-13 |

Figura 37: Resultado de dosis externa para el grupo de adultos en el Fosso.

4.4 Resultados de los análisis del ARPAT

Para corroborar los resultados obtenidos con el software GENII-FRAMES, se presentan a continuación los resultados de los análisis de las aguas realizados en los puntos de muestreo por ARPAT. Estos análisis se han realizado conjuntamente a la ejecución del tratamiento de las aguas en el CISAM, es decir, a posteriori de la simulación con el modelo expuesto en este trabajo. Se ha decidido añadir esta información con el fin de comprobar la buena correspondencia entre los resultados del programa, que se basan en un modelo conceptual bastante simple, y los análisis reales de las aguas contenentes nucleidos radiactivos que se han vertido en la zona del CISAM.

| Radionuclide | | Limite di rilascio ¹ (Bq/l) ² | Concentrazione radionuclidi I batch acqua trattata - risultati ENEA ³ (Bq/l) | Concentrazione radionuclidi I batch acqua trattata - risultati ARPAT (Bq/l) |
|--------------|--------|--|--|---|
| trizio | H-3 | 100 | 55 ± 6 | 72 ± 13 |
| stronzio-90 | Sr-90 | 0,22 | < 1,5 10 ⁻² | * |
| cesio-137 | Cs-137 | 0,45 | < 3,5 10 ⁻² | < 4 10 ⁻² |
| uranio-235 | U-235 | 5,8 10 ⁻⁶ | < 1,0 10 ⁻⁶ | * |
| uranio-238 | U-238 | 2,7 10 ⁻⁵ | 4,0 ± 0,7 10 ⁻⁶ | * |
| plutonio-238 | Pu-238 | 2,4 10 ⁻⁴ | < 2,2 10 ⁻⁵ | * |
| plutonio-239 | Pu-239 | 9,3 10 ⁻⁵ | < 2,7 10 ⁻⁵ | * |
| plutonio-240 | Pu-240 | 9,3 10 ⁻⁵ | < 2,7 10 ⁻⁵ | * |
| americio-241 | Am-241 | 9,2 10 ⁻⁵ | < 2,3 10 ⁻⁵ | * |

I limiti di rilascio o di scarico delle acque trattate sono autorizzati dallo Stato Maggiore della Marina, sulla base del parere di ISPRA

¹ Marina, sulla base del parere di ISPRA

² Bq/l = Becquerel (unità di misura della radioattività) per litro di acqua

³ Laboratorio che effettua le analisi per conto del CISAM

* Radionuclidi non analizzati da ARPAT

Figura 38: Lista de nucleidos radiactivos presentes en el vertido, comparación de los límites de liberación establecidos por ley y los resultados de los análisis efectuados por ENEA (todos los radionucleidos) y ARPAT (Cesio-137 y Tritio). Como se puede ver los resultados de ENEA y ARPAT son parecidos y se mantienen siempre por debajo de los límites (fuente ARPAT).

| Campionamenti al Fosso di scarico | | | | | | | |
|-----------------------------------|--------------------------|-----------|---------|----------|--------------------------|-----------|---------|
| Punto prelievo | Piano sorveglianza CISAM | | | | Piano monitoraggio ARPAT | | |
| | Acqua | Sedimento | Terreno | Vegetali | Acqua | Sedimenti | Terreno |
| 1 | X | X | X | X | | | |
| 2 - Monte Fosso | X | X | X | X | X | X | X |
| 3 | X | X | X | X | | | |
| 4 - Immissione | X | X | X | X | X | X | X |
| 5 | X | X | X | X | | | |
| 6 | X | X | X | X | | | |
| 7 | X | X | X | X | | | |
| 8 - Valle Fosso | X | X | X | X | X | X | X |

Figura 39: Puntos de la red de vigilancia de los efluentes y lista de los medios (aguas, sedimento, terreno y vegetales) controlados por el CISAM y por ARPAT, para el Canal de scolo Fosso (fuente ARPAT).

| Campionamento Canale dei Navicelli e Foce Scolmatore Arno | | | | | | |
|---|--------------------------|-----------|-------|-----------------------------|-----------|-------|
| Punto di prelievo | Piano sorveglianza CISAM | | | Piano di monitoraggio ARPAT | | |
| | Acqua | Sedimenti | Pesci | Acqua | Sedimenti | Pesce |
| 1 - Monte fosso di scarico | X | X | | X | X | |
| 2 - Confluenza fosso scarico | X | X | X | X | X | X |
| 3 - Valle fosso di scarico | | | | X | X | |
| 4 - Confluenza canali Siemens | | | | X | X | |
| 5 - Confluenza collettore orientale | | | | X | X | |
| 6 - Confluenza Navicello nello Scolmatore | | | | X | X | |
| 7 - Foce scolmatore | | | | X | X | X |

Figura 40: Puntos de la red de vigilancia de los efluentes y lista de los medios (aguas, sedimento, pescado) controlados por el CISAM y por ARPAT, para el Canal de Navicelli (fuente ARPAT).

| Punto di prelievo | Concentrazione trizio H3 (Bq/Kg) | | | |
|---|----------------------------------|---|------------------------------------|---------------------------------------|
| | Prima dell'inizio dello scarico | 2 settimane dopo l'inizio dello scarico | 3 mesi dopo l'inizio dello scarico | Al termine delle perazioni di scarico |
| Fosse del depuratore - 20 metri a monte dello scarico del depuratore | - | - | <1 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Fosso del depuratore - confluenza dello scarico del depuratore | <1,5 | <1,4 | <1 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Fosso del depuratore - ansa del fosso | <1,3 | <1,4 | <1 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Canale dei Navicelli - 30 metri a monte della confluenza del fosso di scarico | <1,3 | <1,3 | <1 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Canale dei Navicelli - confluenza del fosso di scarico | 1,6±0,9 | <1,4 | <1 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Canale dei Navicelli - a valle della confluenza del fosso di scarico (entro 3 Km) | - | - | <1 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Canale Navicelli - confluenza canali zona Siemens | - | - | <1 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Canale Navicelli - confluenza collettore orientale | <1,4 | - | <1 | prevista ad agosto-settembre 2014 |

Figura 41: Concentración de Tritio medida por ARPAT. La concentración es inferior a la mínima detectable en todas las medidas, además si se comparan estos datos con los resultados del monitoreo de aguas superficiales efectuado antes del vertido en los mismo puntos se denota una coherencia entre los valores (fuente ARPAT).

| Punto di prelievo | Concentrazione Cesio-137 (Bq/Kg) | | | |
|---|----------------------------------|---|------------------------------------|---------------------------------------|
| | Prima dell'inizio dello scarico | 2 settimane dopo l'inizio dello scarico | 3 mesi dopo l'inizio dello scarico | Al termine delle perazioni di scarico |
| Fosse del depuratore - 20 metri a monte dello scarico del depuratore | <0,009 | - | <0,006 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Fosso del depuratore - confluenza dello scarico del depuratore | <0,007 | <0,006 | <0,007 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Fosso del depuratore - ansa del fosso | <0,01 | <0,009 | <0,009 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Canale dei Navicelli - 30 metri a monte della confluenza del fosso di scarico | <0,008 | <0,02 | <0,009 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Canale dei Navicelli - confluenza del fosso di scarico | <0,02 | <0,01 | <0,01 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Canale dei Navicelli - a valle della confluenza del fosso di scarico (entro 3 Km) | <0,02 | - | <0,03 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Canale Navicelli - confluenza canali zona Siemens | <0,02 | - | <0,03 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Canale Navicelli - confluenza collettore orientale | <0,02 | - | <0,02 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Canale Navicelli - confluenza scolmatore | <0,01 | <0,03 | <0,02 | prevista ad agosto-settembre 2014 |
| Scolmatore d'Arno - foce | <0,01 | - | <0,007 | prevista ad agosto-settembre 2014 |

Figura 42: Concentración de Cesio-137 medida por ARPAT. La concentración es inferior a la mínima detectable en todas las medidas, desde el Fosso hasta el Río Arno, pasando por el Navicelli; este dato es coherente con los resultados del monitoreo de aguas superficiales efectuado antes del vertido (fuente ARPAT).

En resumen:

Los resultados de la simulación en GENII-FRAMES para el caso estudiado demuestran que se ha alcanzado el objetivo propuesto en este trabajo, es decir, encontrar un tratamiento adecuado y una fórmula de descarga de vertido de aguas radiactivas que asegure la condición de “No Relevancia Radiológica” según se ha establecido en las recomendaciones del ICRP 60 y su transposición en la ley italiana con el Decreto Legislativo n°230 del 17/3/1995 y sus sucesivas modificaciones. Todos los valores de dosis efectiva resultan ser inferiores a 10 μ Sv año, para todos los grupos de población: lactantes, niños y adultos. Pese a que se han adoptado hipótesis extra-conservadoras para las simulaciones, la dosis alcanzadas para el individuo máximo de estos grupos se mantiene por debajo de la cuarta parte de este umbral, lo que asegura un margen de seguridad positivo para conseguir los permisos legales para la liberación al medio ambiente de los efluentes líquidos tratados.

Los resultados de los análisis del ARPAT muestran que los límites de liberación son ampliamente respetados por todos los radionucleidos tratados con el destilador. Además:

- En el primer lote de agua tratada se ha relevado la presencia de tritio ya que no ha sido posible tratarlo con el destilador. Sin embargo la concentración de Tritio en las aguas del Fosso y Navicelli es menor al límite de liberación establecido por ley, incluso teniendo en cuenta la incertidumbre expresada con un nivel de confianza de aproximadamente el 95%. En este sentido hay que señalar que el límite de descarga para el tritio es de 100 Bq/litro, lo que coincide con el valor límite que se aplica en agua potable según el Decreto Legislativo n° 31/01, en su versión modificada.
- En el primer lote de agua tratada también son presentes residuos de uranio-238 en una concentración igual a una octava parte de su límite de liberación al medio ambiente.
- Los límites de detectabilidad de los otros radionucleidos cuantificados son de 3 a 10 veces menor que el límite autorizado.
- Los resultados de ARPAT, que analizó el agua en la primera tanda, limitada al cesio-137 y tritio, son compatibles con las proporcionadas por ENEA.

CAPITULO 5.

5. CONCLUSIONES

Las tareas llevadas a cabo en este trabajo final de master han permitido alcanzar los objetivos propuesto en su planteamiento.

En primer lugar se ha estudiado el caso concreto de desmantelamiento del Reactor Térmico Experimental “RTS-1 Galileo Galilei” situado en proximidad de la ciudad de Pisa, en Italia. De esta forma ha sido posible individuar los puntos más comprometidos de las fases del desmantelamiento que podrían generar un riesgo para el medio ambiente, como son el tratamiento y descarga de efluentes radiactivos.

Del mismo modo, el estudio del entorno de la instalación ha permitido individuar las prácticas desarrolladas por el hombre en proximidad del CISAM (Centro Interfuerzas y Estudios para Aplicaciones Militares) en el cual se encuentra ubicado el reactor, y se han individuado los riesgos a los que la población que se encuentra cerca del emplazamiento podrá haber sido expuesta durante las fases de desmantelamiento.

Una vez estimada la cantidad de efluentes a tratar (700m^3) se han caracterizado las aguas del reactor RTS-1 individuando cuantitativamente los nucleidos radiactivos presentes en dichos efluentes. Por ello, se han recogido muestras de aguas y se han empleado detectores de espectrometría alfa (α), beta (β) y gamma (γ) para la obtención del espectro de las radiaciones emitidas por los radionucleidos, que al ser comparada con el espectro de radioelementos de referencia ha permitido identificar los radionucleidos presentes en la muestra.

Teniendo en cuenta los radionucleidos encontrados en las muestras y el proceso de desintegración de dichos nucleidos, se ha elegido el método de evaporación en vacío como tratamiento más indicado para un efluente de estas características. Concretamente se ha empleado el evaporador FORMECO WT 200 HP-R el cual se ha instalado al interno del mismo emplazamiento del CISAM para tratar la totalidad de sus efluentes radiactivos.

La actividad de las aguas tratadas ha sido abatida de dos órdenes de magnitud para todos los nucleidos radiactivos, a excepción del Tritio que no ha sido posible eliminar mediante el evaporador. No obstante, las concentraciones de todos los radionucleidos después del tratamiento se encontraban por debajo de los límites establecidos por ley y por lo tanto el efluente obtenido poseía los requisitos para su descarga al medio ambiente.

A continuación se ha individuado el punto de descarga de los efluentes tratados y se ha elaborado la formula de vertido para su autorización por parte de la Autoridad de Defensa. Se han recopilado datos de topografía, geometría y caracterización de las corrientes (dirección y velocidad del agua) en los medios receptores de este vertido, el Canal de scolo Fosso y el Canal Navicelli, que permitirán el transporte y dilución del efluente antes de llegar al Río Arno y al Mar Tirreno.

Se ha elegido el programa GENII-FRAMES de la Agencia de Protección Ambiental de Estados Unidos (EPA) y su modelo matemático para determinar el impacto radiológico, ambiental y sobre individuos, de la zona de influencia, debido a la liberación de los efluentes radiactivos al medio ambiente.

Se han supuesto condiciones extra-conservadoras en la definición del modelo conceptual y se han estudiado tres caminos de exposición: exposición externa, exposición por inhalación, e ingestión. De esta manera se han obtenido las dosis individual y colectiva para tres grupos de edad, lactantes de 0 a 2 años, niños de 3 a 14 años, y adultos de 15 a 70 años.

De los resultados del modelo en GENII-FRAMES se denota que:

- Para el Canal Navicelli: la dosis máxima recibida es inferior a $3\mu\text{Sv/año}$, siendo su máximo contribuyente la ingestión de alimentos animales y vegetales. La dosis externa es despreciable para todos los grupos de edad.
- Para el Canal Fosso las dosis para todos los grupos de edad son despreciables, resultando ser del orden del nanoSievert (nSv).

- Los límites de descarga son ampliamente respetados por todos los radionucleidos tratados por destilación.
- En cuanto al Tritio, que no se reduce con el tratamiento empleado, el límite de descarga que se ha establecido para garantizar la no relevancia radiológica ha sido de 1 miliSievert/año y, efectivamente, en este caso de estudio se ha alcanzado un límite es de 10 $\mu\text{Sv/año}$, es decir 100 veces menor que el valor impuesto.

En conclusión, los resultados de la simulación en GENII-FRAMES para el caso estudiado demuestran que el tratamiento y la fórmula de descarga elegidos son adecuados para asegurar la condición de “No Relevancia Radiológica”. Todos los valores de dosis efectiva resultan ser inferiores a 10 $\mu\text{Sv/año}$, para todos los grupos de población. Además, pese a que se han adoptado hipótesis extra-conservadoras para la simulación, la dosis alcanzadas para el individuo máximo de estos grupos se mantiene por debajo de la cuarta parte del límite establecido por ley. Por último, los resultados de los análisis del ARPAT hechos a posteriori muestran que los límites de liberación se han ampliamente respetados por todos los radionucleidos tratados.

A la vista de los resultados obtenidos, la metodología presentada será utilizada para el cálculo de impacto radiológico en operaciones futuras, ya que la empresa GD Energy Service con el mismo evaporador y el mismo modelo realizará otros trabajos para tratar vertidos en centrales europeas que se encuentran en fase de desmantellamiento.

Cabe destacar que las posibles incertidumbres de los resultados presentados en este trabajo se pueden atribuir al carácter general de los parámetros del programa GENII-FRAMES que se han tomado por defecto en este estudio. Además, hay que tener en cuenta que el escenario erigido se basa en los datos que se han podido adquirir en un tiempo limitado, y que el modelo conceptual desarrollado es una simplificación de la realidad, que normalmente resulta ser mucho más compleja. No obstante, en este preciso trabajo las condiciones extra-conservadoras han permitido alcanzar un margen de seguridad aceptable para la fiabilidad de los resultados.

Otro tema importante del FRAMES, común a otros códigos de modelado radiológico, es la dificultad de navegar y analizar los datos sobre el impacto de la salud y la concentración en el medio ambiente, para evaluar las diferencias en las dosis y/o concentraciones cuando los parámetros cambian. Por lo tanto se sugiere el desarrollo de una herramienta de ayuda en la representación de tablas y gráficas de los datos de salida que facilitaría el análisis y la publicación de los resultados, considerando que a menudo es necesario transmitir datos y tablas a personas no técnicas y la representación gráfica permite un control más simple de la contribución de los parámetros introducidos en el modelo y hacer análisis de sensibilidad.

Como futuras investigaciones se propone la validación del modelo con datos reales conseguidos con campañas de medición, especialmente para la caracterización del medio receptor, como datos meteorológicos, hidrológicos y geomorfológicos.

Para casos de estudio en los que la cantidad de radionucleidos liberada sea mayor, suponiendo un incremento de riesgos, habría que adquirir datos específicos que describan los patrones de la actividad humana, los eventos y procesos que dan lugar a la exposición de radiación de las personas, y los hábitos alimenticios de cada grupo de referencia de la población.

Además se propone la aplicación a distintos casos para verificar la validez de la metodología empleada en este estudio y si es posible su comparación con otros modelos de impacto radiológicos.

CAPITULO 6.

6. BIBLIOGRAFÍA Y REFERENCIAS

1. ICRP, 1979. Limits for intakes of radionuclides by workers. ICRP publication 30 (part 1). Ann. ICRP 2 (3-4).
2. ICRP, 1991. 1990 recommendations of the international commission on radiological protection. ICRP publication 60. Ann. ICRP 21 (1-3).
3. <https://rsicc.ornl.gov/codes/ccc/ccc7/ccc-737.html>.
4. B. A. napier, et al. GENII version 2 software design document, PNNL-14584, rev. 3 (December 2009).
5. <http://mepas.pnnl.gov/FramesV1/surface.stm>.
6. Boschi A, Cimini E, Pagni F, et al. RTS-1-galilei decommissioning project. 2003:1763-1769.
7. Boschi A, Cimini E, Parracone L, Pocai M, Russo M. Nuclear research reactor RTS-1 "G. galilei" decommissioning: Preliminary operations and cutting facilities. 2004. p707-713.
8. Buck J, Tolle D, Whelan G, et al. Design of the comprehensive chemical exposure framework and identification of research needs for American chemistry council. Prepared for American Chemistry Council Long Range Research Initiative Team by Battelle Pacific Northwest Division. Arlington, Virginia. Richland, WA: PNWD (PNWD-3184). 2003.
9. Consejo de Seguridad Nuclear. Desmantelamiento y Clausura de Centrales Nucleares. 2008
10. Cusack J, Dalphonso P, Lenyk R. Decommissioning handbook. 1994.
11. Dalessandri ME, Fineschi F, Spano AM. Smantellamento delle barre di controllo e regolazione del reattore nucleare "g. galilei".
12. Diago JR. Introducción a la ingeniería de la contaminación radiactiva. 2003.
13. Duderstadt JJ, Hamilton LJ. Nuclear reactor analysis. 1976.

CAPITULO 6: BIBLIOGRAFÍA Y REFERENCIAS

14. Evans RD, Noyau A. The atomic nucleus. Vol 582. McGraw-Hill New York; 1955.
15. Glasstone S. Ingeniería de reactores nucleares. Barcelona. Reverté, D.L. 1990.
16. Goded Echeverria F. Teoría de reactores y elementos de ingeniería nuclear. Madrid. Junta de Energía Nuclear, 1975.
17. Jorba Bisbal J, Ortega Aramburu X. Radiaciones ionizantes: Utilización y riesgos. Ediciones.UPC. 2010.
18. Kaplan I. Física nuclear. Madrid. Aguilar; 1970.
19. Lamarsh JR, Baratta AJ. Introduction to nuclear engineering. Vol 3. Prentice Hall Upper Saddle River; 2001.
20. Leigh CD, Campbell J, Thompson B, Longsine D, Kennedy R, Napier B. User's guide for GENII: a code for statistical and deterministic simulations of radiation doses to humans from radionuclides in the environment. 1993.
21. Littleton B. Risk assessment revision for 40 CFR part 61 subpart W–Radon emissions from operating mill tailings. 2010.
22. Meyerhof WE, Meyerhof WE. Elements of nuclear physics. McGraw-Hill New York; 1967.
23. Milano G. Energia nucleare: Fissione, fusione, sicurezza e ambiente. 2011.
24. Napier B. GENII.Environmental Radiation Dosimetry Suite. 1988.
25. Napier BA, Strenge DL, Ramsdell JV, Eslinger PW, Fosmire C. GENII version 2: Software design document. Pacific Northwest National Laboratory; 2004.
26. Napier BA, Peloquin RA, Strenge DL, Ramsdell JV. GENII - the Hanford environmental dosimetry software package. Transactions of the American Nuclear Society. 1990 p464-466.
27. Pelton M, Rutz F, Eslinger M, Gelston G. FRAMES user defined body burden concentration file module. 2001.

CAPITULO 6: BIBLIOGRAFÍA Y REFERENCIAS

28. Penno E, Vimercati G. Reattore galileo: Inventario della radioattività dovuta ad attivazione neutronica. 1996.
29. Petraglia A, Sabbarese C, Terrasi F, et al. Methodology for environmental radiological assessment applied to the decommissioning of the italian nuclear power plants. 2006.
30. Ponce Mateos Luis Alberto. Monografia:Seguridad Radiológica. Junio 2013.
31. Ruiz Martinez JT, Farella G, Cimini E, Russo M. Desmantelamiento del reactor de investigación rts-1 Galileo Galilei en Pisa (italia). 2014.
32. Segre E. Núcleos y partículas: Introducción a la física nuclear y subnuclear. Barcelona. Reverté, 1972, 2003.
33. Serradell García V. Curso de capacitación para operadores de instalaciones radiactivas. Valencia: Editorial UPV, 1988.
34. Spano Mea. Reattore galileo galilei: Piano globale di disattivazione. 2003.
35. Spano M, et al. Reattore Galileo Galilei: Piano delle operazioni per il raggiungimento dello stadio di custodia protettiva passiva. 2003.
36. Velarde Francisco Álvarez et al. Curso Básico de Ciencia yTecnología Nuclear. 2013.
37. Whelan G, Millard WD, Gelston GM, et al. Using FRAMES to manage environmental and water resources. 2007 p1-17.
38. Zucchetti M. Modelli di rilascio di radionuclidi dalle matrici di contenimento. 2011.

CAPITULO 7.

7. ANEXOS

ANEXO 1: Series Radiactivas Naturales

Casi todos los radioisótopos existentes en la naturaleza pertenecen a una de las tres series radiactivas llamadas del torio, del actinio y del uranio. Estas series se representan esquemáticamente en las figuras 1.1, 1.2 y 1.3, respectivamente, donde se indica el tipo de radiación emitida y se listan los valores del período de semidesintegración de cada nucleido, así como los coeficientes de ramificación, en su caso.

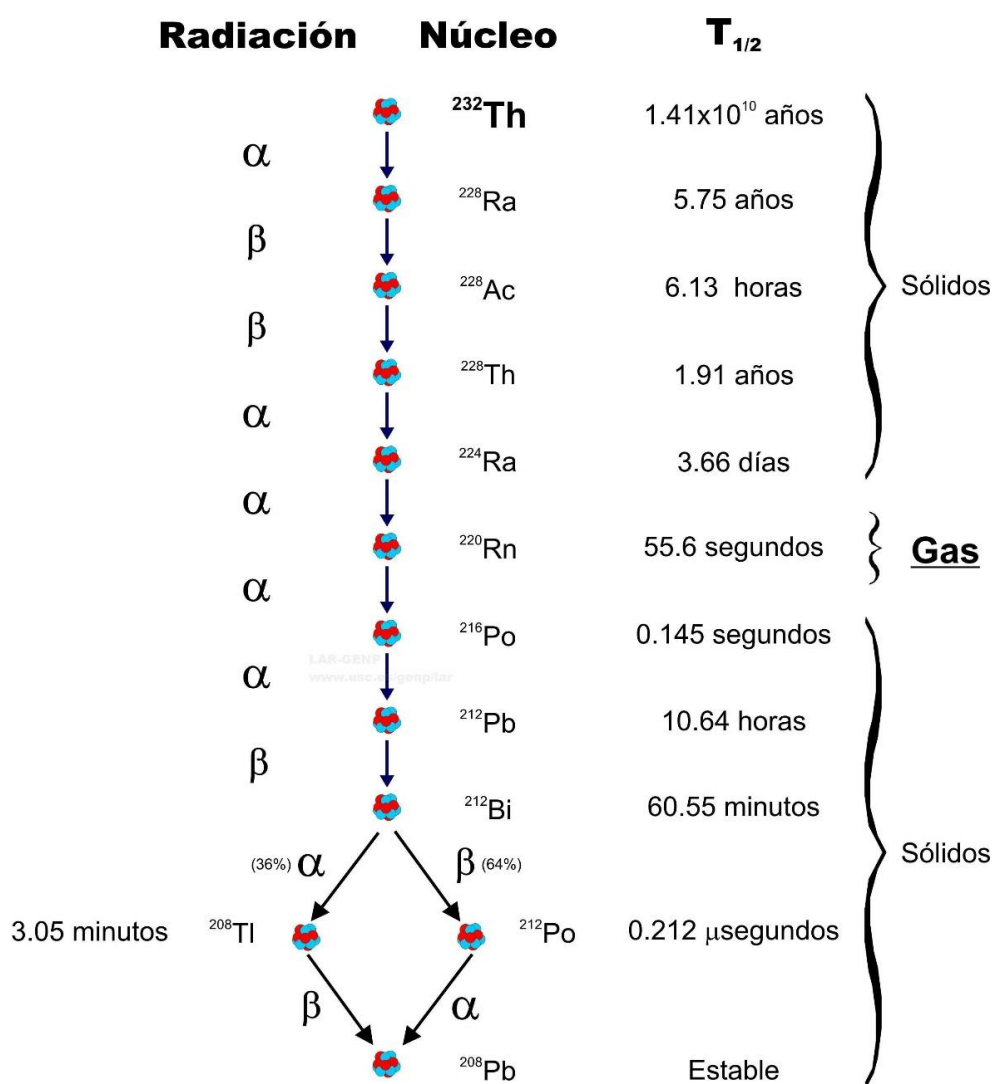


Figura 1.1: Serie del torio.

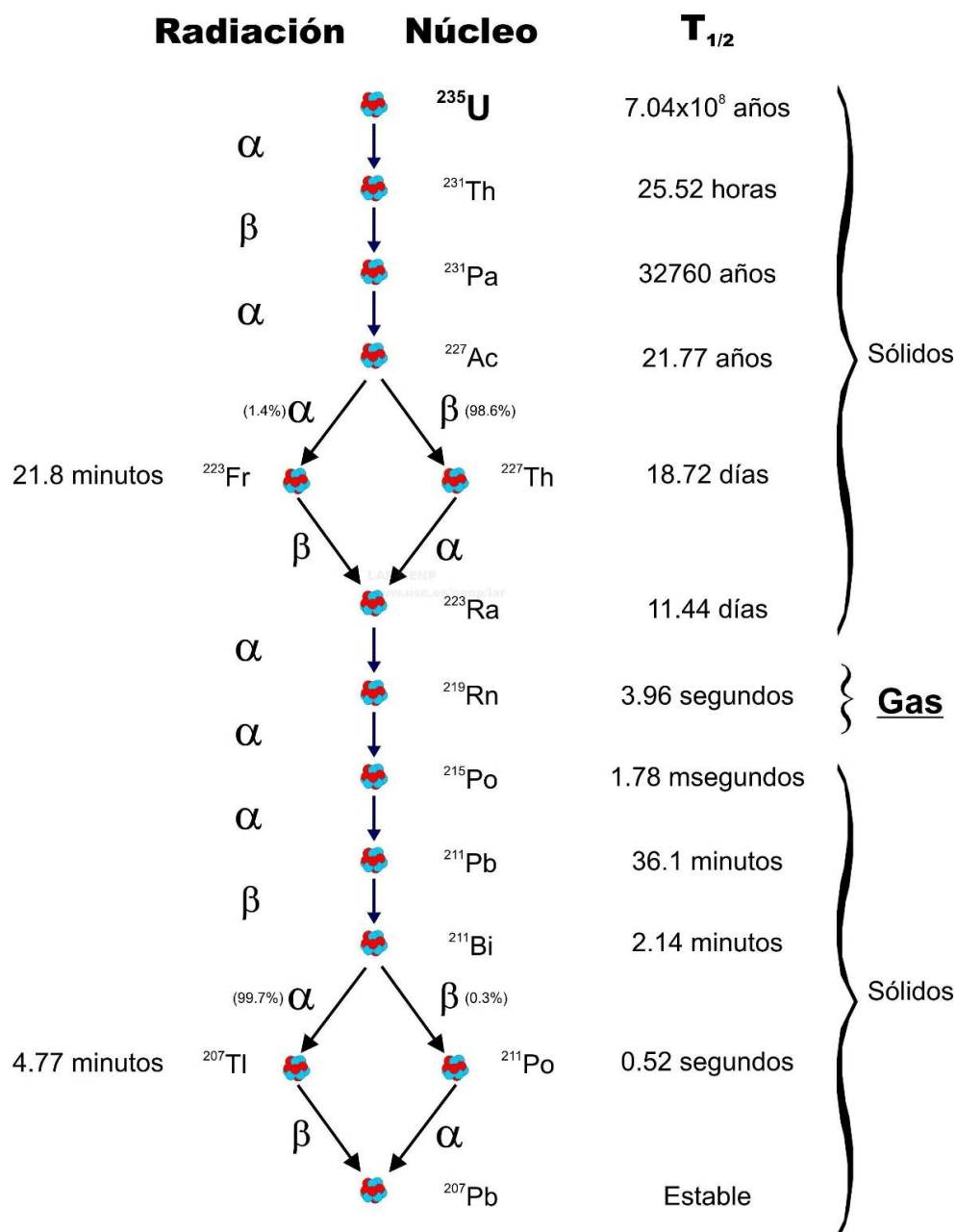


Figura 1.2: Serie del actinio.

Para que todavía existan en la tierra cantidades apreciables de un cierto radionucleido, no producido artificialmente, es imprescindible que su periodo de semidesintegración sea del mismo orden de magnitud de la edad de la misma, ya que en caso contrario habría desaparecido por desintegración radiactiva.

Los periodos de los elementos cabeza de serie (Th-232 , U-235 y U-238) son de este orden de magnitud (10^9 años), lo cual explica que todavía existan cantidades apreciables de los mismos y por tanto de sus descendientes con los que están en equilibrio secular.
















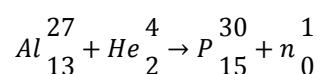
| Radiación | Núcleo | $T_{1/2}$ | |
|-----------|---|-------------------------|------------|
| |  ^{238}U | 4.47×10^9 años | Sólidos |
| α |  ^{234}Th | 24.1 días | |
| β |  $^{234\text{m}}\text{Pa}$ | 1.17 minutos | |
| β |  ^{234}U | 2.46×10^5 años | |
| α |  ^{230}Th | 7.54×10^4 años | |
| α |  ^{226}Ra | 1600 años | |
| α |  ^{222}Rn | 3.8235 días | <u>Gas</u> |
| α |  ^{218}Po | 3.10 minutos | |
| α |  ^{214}Pb | 26.8 minutos | Sólidos |
| β |  ^{214}Bi | 19.9 minutos | |
| β |  ^{214}Po | 164.3 μ segundos | |
| α |  ^{210}Pb | 22.3 años | |
| β |  ^{210}Bi | 5.01 días | Sólidos |
| β |  ^{210}Po | 138.376 días | |
| α |  ^{206}Pb | Estable | |

Figura 1.3: Serie del uranio.

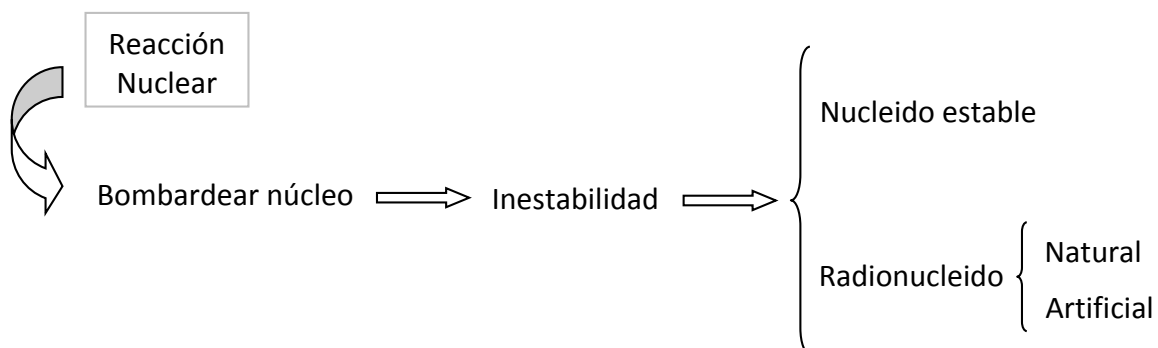
Por el contrario, no quedan trazas de ningún elemento radiactivo con período inferior a la edad actual del universo. En particular, no existe ningún elemento de la serie radiactiva del neptunio, serie que se ha podido hoy reconstruir produciendo artificialmente el radionucleido Pu-241 origen de la misma. El periodo de semidesintegración del Np-237 que da nombre a esta serie por ser el periodo más largo de todos los miembros de la misma, es solamente $2,2 \cdot 10^6$ años, muy inferior a la edad del universo.

ANEXO 2: Reacciones Nucleares

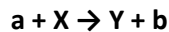
La existencia de radionúclidos en la naturaleza y su desintegración espontánea, junto con el conocimiento de la constitución del núcleo, hicieron pensar, a principio del siglo XIII, en la posibilidad de producir la desintegración de un núcleo por métodos artificiales, lo que se denomina *radiactividad artificial*. Para ello, se pensó en utilizar una partícula de las descubiertas en la radiactividad natural como proyectil para bombardear un núcleo, en el que se intentaba provocar cierta inestabilidad para convertirlo en un núcleo radiactivo que posteriormente pudiera desintegrarse. Se trataba en definitiva de provocar una reacción en la que una partícula fuera utilizada como proyectil y un núcleo actuara como blanco. En un principio, se eligieron las partículas α como proyectiles, por ser de mayor masa y más energéticas conocidas, emitidas por radionucleidos naturales. Tras el descubrimiento del neutrón, se utilizó éste como proyectil, ya que al carecer de carga podría atravesar más fácilmente el campo eléctrico de los átomos. Como blanco, se eligió un elemento ligero, por ser menor de esta forma la repulsión electrostática. El primer radionucleido artificial fue obtenido en laboratorio en 1934 por los Curie, mediante la reacción:



La radiactividad artificial está íntimamente relacionada con las reacciones nucleares. Mediante una reacción nuclear se intenta provocar una inestabilidad en un núcleo para que se desintegre (artificialmente). Como resultado de una reacción nuclear se puede obtener un nucleido estable o un radionucleido, conocido (natural) o nuevo (artificial). A continuación se presenta un esquema con los posibles resultados del proceso.



Las reacciones nucleares se representan simbólicamente por **X (a,b) Y** o bien por:



donde: **X** es el núcleo blanco; **Y** es el núcleo residual o de retroceso; **a** es la partícula incidente o proyectil; **b** es la partícula emitida.

En la siguiente figura se presenta el esquema de una reacción nuclear.

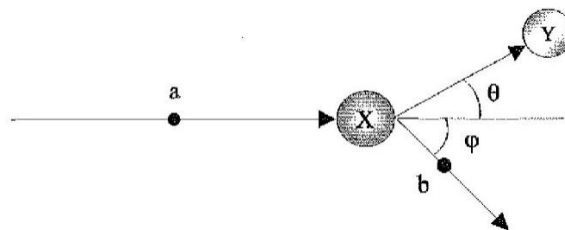


Figura 7: Esquema de una reacción nuclear.

Todas las reacciones nucleares están sujetas a unas *leyes de conservación* que limitan las posibles transformaciones que puedan tener lugar. Se entiende por sistema inicial el formado por la partícula incidente o proyectil y el núcleo blanco; mientras que el sistema final está constituido por el núcleo o núcleos residuales y la partícula o partículas emitidas a consecuencia de la transformación.

- Ley de conservación de la carga: la carga eléctrica del sistema final debe ser igual a la del sistema inicial. Es decir, se debe conservar el número atómico Z .
- Ley de conservación del número de nucleones: el número de nucleones del sistema final debe ser igual a la del sistema inicial. Es decir, se debe conservar el número másico, A .
- Ley de conservación de la cantidad de movimiento: la cantidad de movimiento debe ser igual en el sistema inicial y final.
- Ley de conservación de la energía: la energía total E , no varía en el transcurso de la reacción. Debe tenerse en cuenta la energía debida a la masa en reposo, que se expresará mediante la equivalencia de masa y energía que establece la ecuación de Einstein.

En una reacción nuclear puede producirse una variación de masa que dará lugar a una emisión o absorción de energía. Caben dos posibilidades: $M_i > M_f$, el equivalente energético será mayor que cero y habrá una emisión de energía, denominándose la reacción *exotérmica*. $M_i < M_f$, el equivalente energético será menor que cero, absorbiendo energía. Dicha reacción recibe el nombre de *endotérmica*, y sólo es posible si la partícula incidente aporta suficiente energía cinética.

Se puede hablar de dos mecanismos distintos en la producción de una reacción nuclear: *Reacción directa*: cuando la partícula incidente (de energía elevada) interacciona directamente con la parte del núcleo, ya sea un nucleón o un grupo de nucleones. *Núcleo compuesto*: para energías bajas o medias, existe una primera etapa de absorción de la partícula incidente (con la formación de un núcleo inestable y con breve vida media), seguida por la desintegración del núcleo compuesto formado (dando origen a un nuevo nucleido y emitiendo una partícula o radiación γ). Experimentalmente se ha encontrado que los productos de una determinada reacción nuclear no son siempre los mismos, por ello, a continuación se listan los distintos tipos de reacciones nucleares (con sus expresiones), en función, entre otros parámetros, de los productos de la reacción:

- Dispersión elástica: $[X(a,a)X]$. No es propiamente una reacción nuclear en el sentido de que no hay transformación del núcleo blanco, aunque éste deja de estar en reposo, y sólo hay intercambio de energía cinética.
- Dispersión inelástica: $[X(a,a)X^*]$. También en este caso el núcleo residual es igual al blanco y la partícula emergente igual al incidente. Pero no se conserva la energía cinética, que será empleada en la excitación del núcleo. Por tanto se producirá la emisión de radiación γ cuando éste se desexcite.
- Captura radiativa: $[X(a,\gamma)Y]$. En esta reacción, se absorbe la partícula incidente formando un núcleo compuesto, que está excitado y que simplemente se desexcita emitiendo un fotón. Se trata del tipo más frecuente de radiación nuclear y en muchas ocasiones de llama de *activación*, dando a entender que un núcleo estable, se convierte en radiactivo por la acción de la partícula incidente.
- Emisión de partículas: $[X(a,b)Y]$. Se trata del caso general, en el que se absorbe la partícula incidente a , emitiéndose una partícula b . Se puede considerar cualquier tipo de proyectil.
- Fotodesintegración: $[X(\gamma,a)Y]$. En este caso no hay partícula incidente, sino que se aporta energía al núcleo blanco bombardeando con un haz de fotones γ de alta energía.
- Fisión: $[X(a,f)Y, Z]$. En la fisión, el núcleo blanco se escinde en dos (o más) núcleos de menor masa, emitiéndose también algunas partículas. El modo más frecuente de producción es con neutrones.

- Fragmentación: $[X(a,b)Y,Z]$. Consiste en la rotura del núcleo mediante la acción directa de proyectiles de muy alta energía. El blanco se escinde en varios fragmentos ligeros y se emiten nucleones.

En conclusión, las reacciones más importantes desde el punto de vista tecnológico, son las que emplean neutrones como proyectil, ya que la ausencia de carga facilita la penetración en el núcleo.

Las *secciones eficaces permiten* medir la probabilidad de que una determinada reacción nuclear tenga lugar. La sección eficaz *microscópica* (σ) es la velocidad de interacción por átomo de blanco y por unidad de intensidad de haz incidente, σ/A representa la probabilidad, por núcleo de blanco, de que una partícula de haz choque con el blanco produciendo una interacción. Se mide en barn [$1\text{barn}=10^{-24}\text{cm}^2$]. La sección eficaz *macroscópica* (Σ) se define como el producto $\Sigma=N \sigma$. Representa la probabilidad de interacción por unidad de longitud de recorrido. Se mide en cm^{-1} .

ANEXO 3: Cuantificación De Radionucleidos Por Espectrometría Gamma

La espectrometría gamma es una de las técnicas más utilizadas en el estudio de la dispersión de radionucleidos en el medio ambiente. El objetivo de esta técnica es principalmente la determinación cuantitativa de los radioelementos emisores gamma presentes en una muestra que se quiera estudiar, para ello la espectrometría gamma consiste fundamentalmente en la obtención del espectro de las radiaciones gamma emitidas por los radionucleidos que una vez comparado con el espectro de radioelementos de referencia nos permitirá identificar estos radioelementos presentes en la muestra.



El sistema de espectrometría consta de un conjunto de dispositivos especialmente diseñados para la medida de fotones gamma en muestras con bajo nivel de actividad. El principal elemento del sistema de medida es el detector.

Los detectores utilizados en esta técnica pueden ser de dos tipos, de centelleo y de semiconductor.

Un espectrómetro con detector de centelleo consta de las siguientes partes:

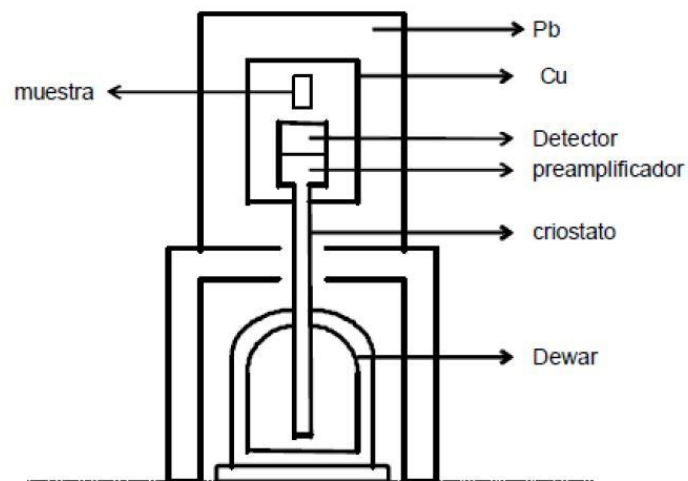
1. Cristal de centelleo: los fotones gamma que inciden en el cristal van a interaccionar con el mismo, produciendo este, un fotón de una determinada longitud de onda que dependerá del tipo de cristal que se esté usando.
2. Fotomultiplicador: los fotones que se produzcan en el centellador van a interaccionar con el fotocátodo del fotomultiplicador, arrancándole un electrón. El fotomultiplicador multiplica la cantidad de electrones que se producen en el fotocátodo.
3. Analizador Multicanal de pulsos (ADC/MCA): el convertidor analógico digital (ADC) transforma la señal analógica en un dígito, denominado canal "C", proporcional al voltaje máximo del pulso, y por tanto proporcional también a la energía depositada por la radiación en el detector. El analizador multicanal (MCA) clasifica los pulsos según su amplitud o altura la cual es proporcional a la energía de la radiación incidente.

4. Sistema de registro: Los datos obtenidos tales como la altura de los pulsos (vinculados a la energía de los fotones) y el número de cuentas (número de fotones con una determinada energía) pueden ser registrados a través de una computadora conectada a la salida de datos del espectrómetro. La señal digital es procesada por un PC que genera el espectro gamma “ $n(C)$ ”, consistente en la representación del numero n de detecciones para cada canal “ C ”.

Un espectrómetro con detector de semiconductor consta de las siguientes partes:

1. Cristal semiconductor: sobre él se aplica una diferencia de potencial elevada a fin de establecer un intenso campo eléctrico. La radiación gamma de energía E_γ procedente de la muestra interacciona con el detector mediante los procesos característicos de altas energías: efecto fotoeléctrico, Compton o producción de pares. La energía E depositada por el fotón se transforma en portadores de carga electrón-hueco, que bajo la acción del campo eléctrico generan un pulso de corriente proporcional a dicha energía.
2. Preamplificador y Amplificador: el detector está conectado a una cadena electrónica convencional que amplifica la señal eléctrica y en última instancia genera el espectro de radiación gamma. El preamplificador y el amplificador dan forma y amplifican linealmente el pulso eléctrico.
3. Analizador Multicanal de pulsos (ADC/MCA): el convertidor analógico digital (ADC) transforma la señal analógica en un dígito, denominado canal “ C ”, proporcional al voltaje máximo del pulso, y por tanto proporcional también a la energía E depositada por la radiación en el detector. El analizador multicanal (MCA) clasifica los pulsos según su amplitud o altura la cual es proporcional a la energía de la radiación incidente.
4. Sistema de registro: Los datos obtenidos tales como la altura de los pulsos (vinculados a la energía de los fotones) y el número de cuentas (número de fotones con una determinada energía) pueden ser registrados a través de una computadora conectada a la salida de datos del espectrómetro. La señal digital es procesada por un PC que genera el espectro gamma “ $n(C)$ ”, consistente en la representación del numero n de detecciones para cada canal “ C ”.

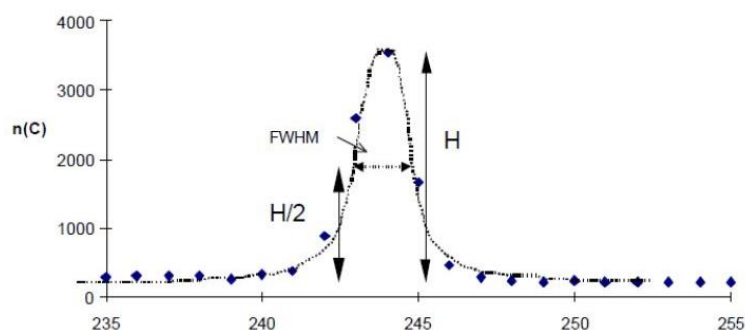
Finalmente este equipo queda aislado del exterior por medio de un blindaje generalmente de plomo o acero con bajo contenido en Co-60, cuyo objetivo será el de reducir el fondo de radiación natural existente en el laboratorio en el que se encuentra.



Para la puesta a punto inicial del equipo es importante conocer con precisión la respuesta que ofrece el detector en función de la energía de la radiación y el tipo de muestra medida. Por ello cabe mencionar las siguientes características operativas:

1. Calibración de Energía: consiste en obtener la relación entre la energía almacenada y el canal del espectro, lo que permite determinar la energía de las emisiones detectadas, de donde se deducen los radioelementos presentes en las muestras.
2. Resolución del detector: es la anchura de los fotopicos en el espectro. Permite conocer la capacidad del sistema para distinguir emisiones de distinta energía. En nuestro caso un parámetro relacionado con la resolución será la anchura del fotopico a la mitad de la altura, (FWHM-Full Width at Half Maximum).

$$RES\% = \frac{FWHM}{ENERGIA\ FOTOPICO\ (KeV)} \times 100$$



3. Calibración de Eficiencia: consiste en obtener la relación entre la tasa de emisión de la muestra la tasa de detección del detector, cuyo conocimiento permite determinar la actividad de las muestras a partir del número de detecciones de fotopico.

$$Eff = \frac{CUENTAS/tiempo}{DESINTEGRACIONES/tiempo}$$

4. Fondo Ambiental: ha de conocerse a fin de poder evaluar posibles interferencias y restarlas de la medida de la muestra.

5. Límites de detección: es la mínima actividad que puede detectarse en las muestras con una determinada probabilidad, mediante nuestro sistema.

En el este anexo se presenta un ejemplo de aplicación de la espectrometría gamma en una muestra contenente nucleidos radiactivos.

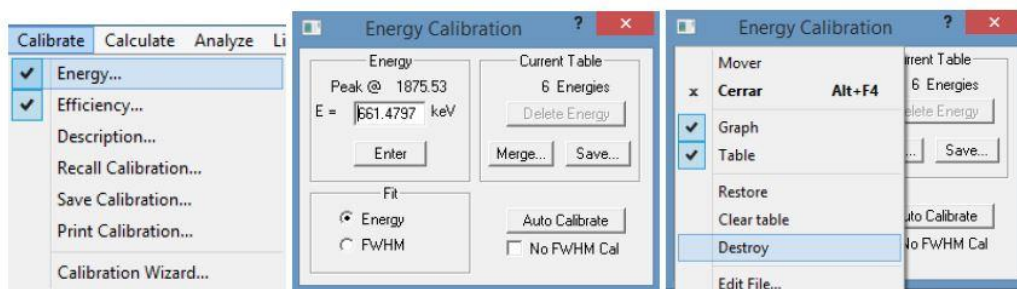
Se ha utilizado el software informático GAMMAVISION, y a partir de los archivos de datos de los patrones “COCS.Spc” “QCY48.lib” “patronceramica.Spc” y de la muestra ya medida previamente se ha procedido a realizar las diferentes calibraciones y posteriormente el análisis de la muestra, con nombre “muestracerámica.Spc”. A continuación se describirá el proceso seguido:

Calibrado de energía

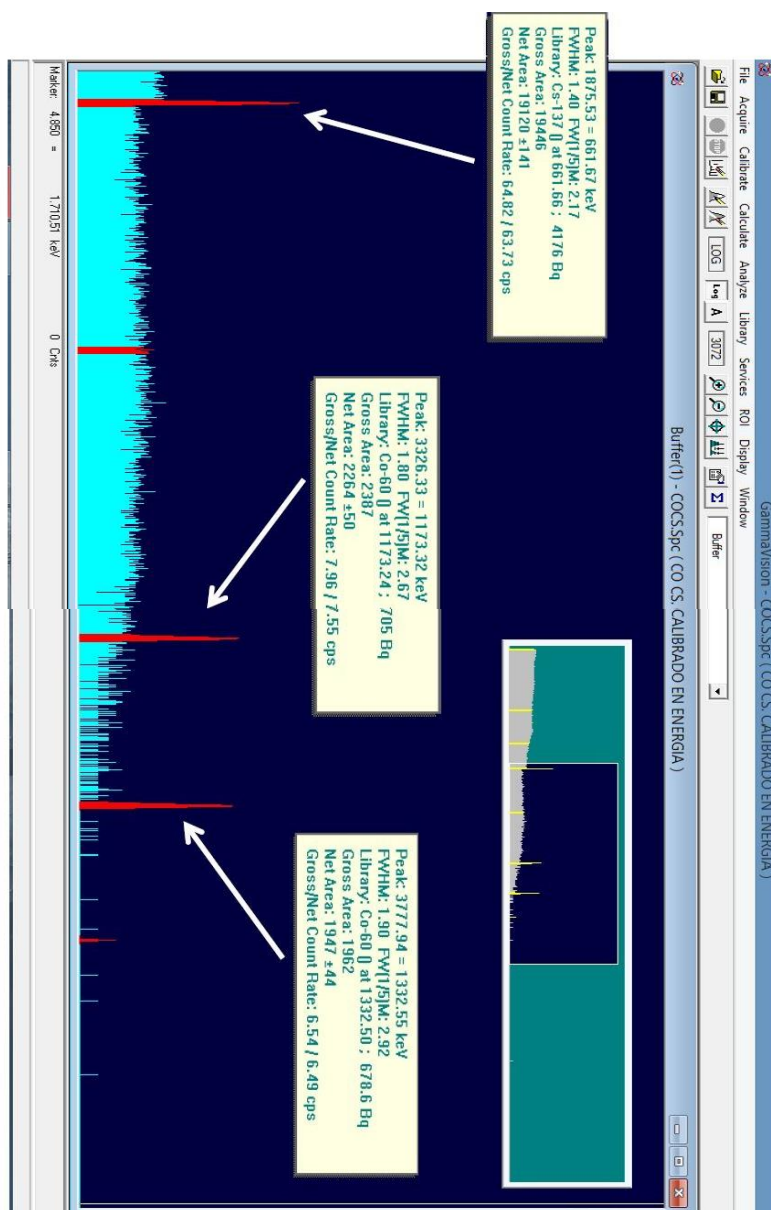
Primero que nada cargamos el archivo “COCS.Spc” que es el espectro correspondiente a la medida de Cs-137 y Co-60 y anotamos el canal en el que se encuentra acumulado cada uno de ellos.

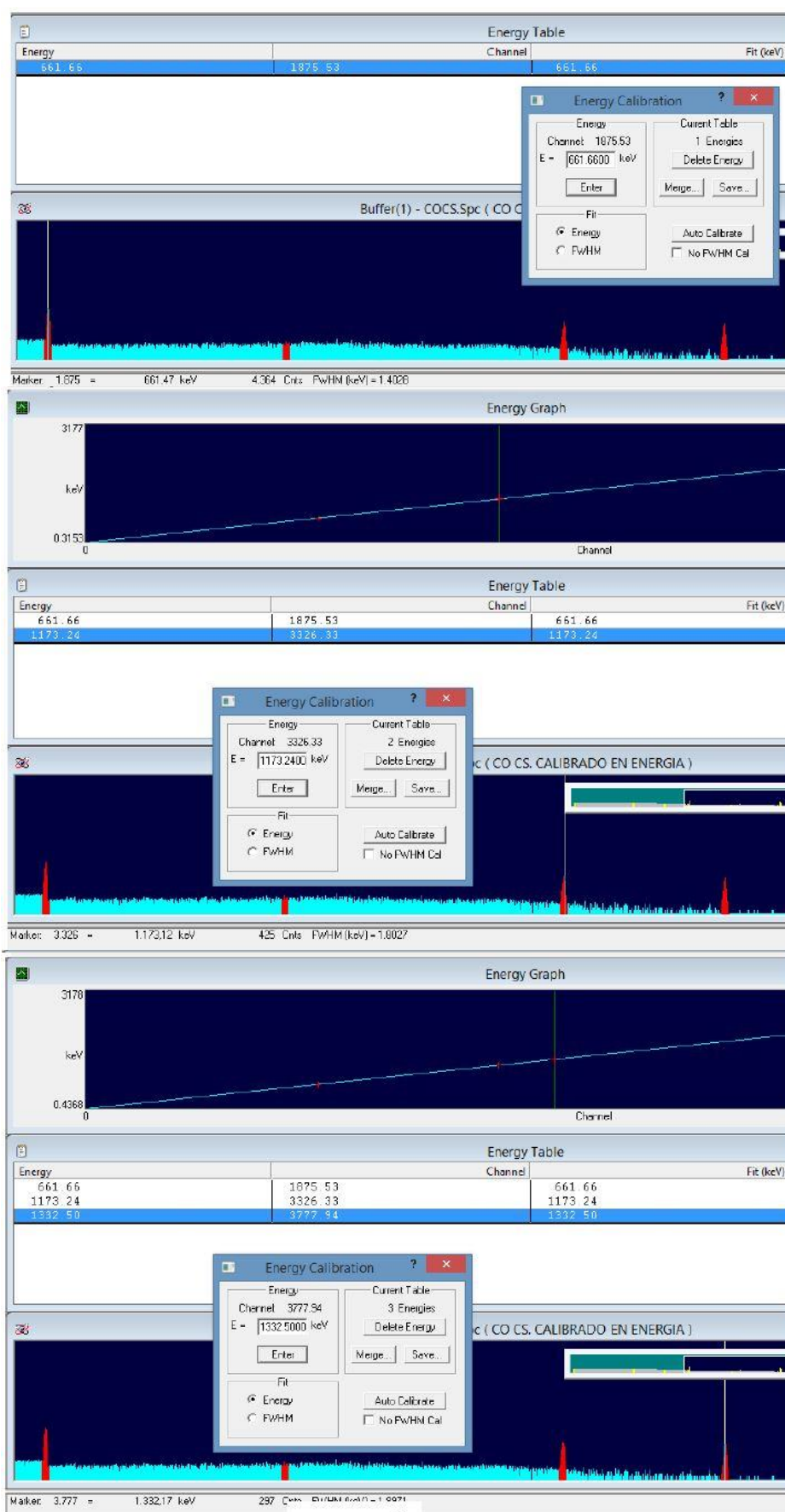
| ISÓTOPO | ENERGÍA | CANAL |
|---------------|---------|---------|
| Cs-137 | 661,66 | 1875,53 |
| Co-60 | 1173,24 | 3326,33 |
| Co-60 | 1332,5 | 3777,94 |

Procedemos a ajustar la función y guardamos la calibración obtenida, para ello primero borramos la calibración actual:



Y a continuación introducimos los datos de la calibración, es decir realizamos una nueva calibración introduciendo las energías correspondientes a cada isótopo para los canales apuntados.





Si imprimimos la calibración obtenemos la expresión analítica correspondiente a la curva de calibrado de energía y de resolución siguientes:

```
Calibration Data from file:   Energy_Cal.Clb
      Energy Calibration Date: 01/06/2014   Time: 15:24:17
      Efficiency Calibration Date: 26/06/2009   Time: 10:04:49
```

Calibration Description:

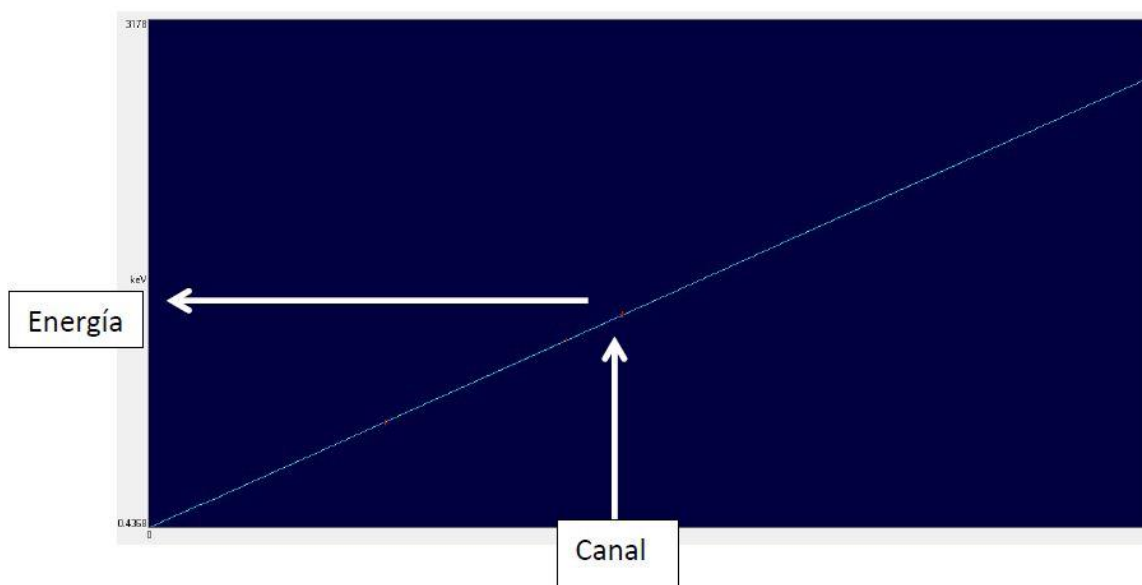
Energy Calibration Fit

```
Energy = 0.4368 +0.352517*Channel +1.94629e-008*Channel**2
FWHM (ch) = 1.8792 +0.001307*Channel -1.00719e-007*Channel**2
```

Energy/FWHM Table

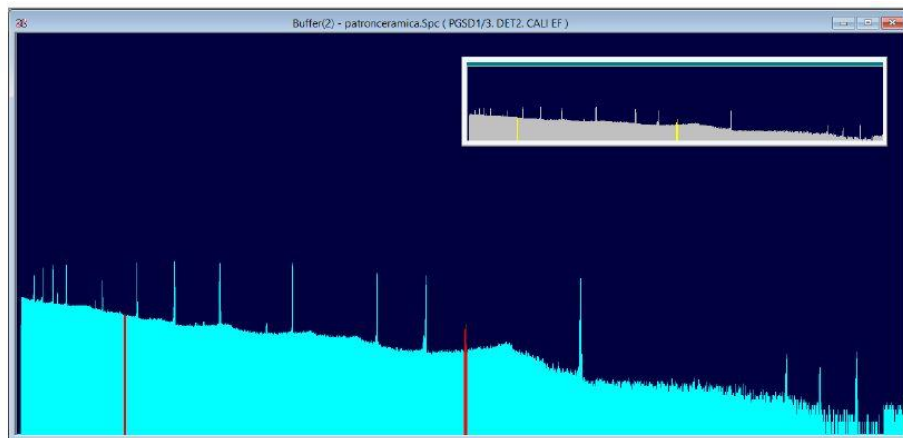
| Channel | Energy(keV) | Fit (keV) | Delta | FWHM(keV) | Fit(keV) | Delta |
|---------|-------------|-----------|-------|-----------|----------|--------|
| 1875.53 | 661.66 | 661.66 | 0.00% | 1.40 | 1.40 | 0.00% |
| 3326.33 | 1173.24 | 1173.24 | 0.00% | 1.80 | 1.80 | -0.00% |
| 3777.94 | 1332.50 | 1332.50 | 0.00% | 1.90 | 1.90 | 0.00% |

$$\text{Energía} = 0.4368 + 0.351517 \cdot \text{Canal} + 1.94629 \cdot 10^{-8} \cdot \text{Canal}^2$$



Calibrado de eficiencia

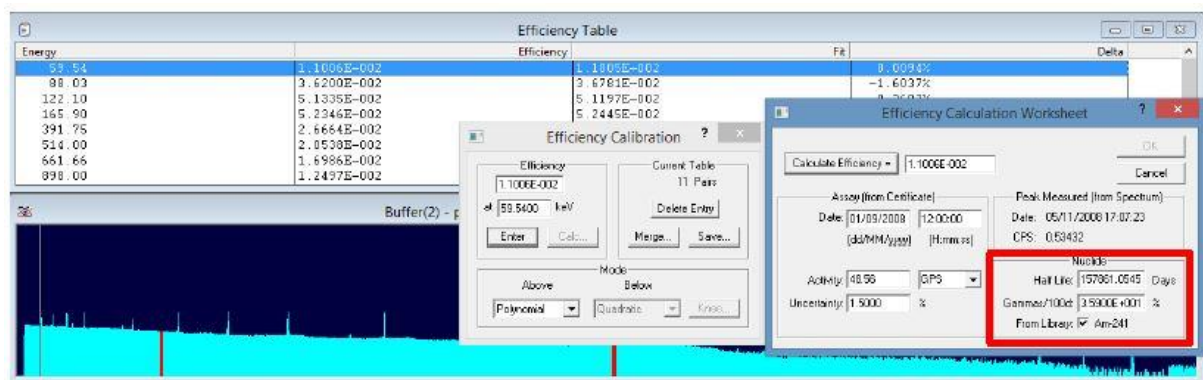
Para calibrar la eficiencia haremos uso de la librería de referencia "QCY48.lib" y el patrón de referencia "patronceramica.Spc".

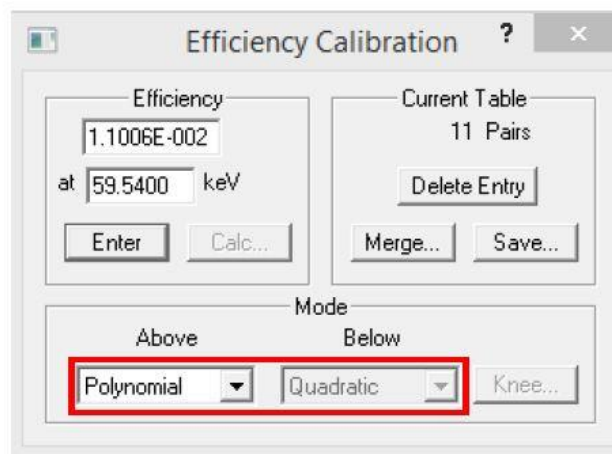


Aplicaremos nuestra calibración de energía con la pestaña “Recall Calibration” tras borrar la existente, y a continuación borramos la calibración de eficiencia existente para posteriormente aplicar nuestros datos de calibración de la siguiente tabla.

| ISÓTOPO | ENERGÍA | Gammas/sec | Incert. (%) |
|---------|---------|------------|-------------|
| Am-241 | 59.54 | 48.56 | 1.5 |
| Cd-109 | 88.03 | 27.69 | 5.7 |
| Co-57 | 122.1 | 25.03 | 1.4 |
| Ce-139 | 165.9 | 30.61 | 1.4 |
| Hg-203 | 279.2 | 83.55 | 1.3 |
| Sn-113 | 391.7 | 93.30 | 4 |
| Sr-85 | 514 | 175.73 | 1.4 |
| Cs-137 | 661.66 | 105.06 | 1.6 |
| Y-88 | 898 | 270.61 | 1.5 |
| Co-60 | 1173.24 | 144.90 | 1.5 |
| Co-60 | 1332.5 | 145.12 | 1.5 |
| Y-88 | 1836 | 286.24 | 1.4 |

Una vez introducidos todos los datos teniendo en cuenta que se han introducido correctamente los isotopos, lo cual podemos identificar en el aparatado “Nuclide”, seleccionaremos el tipo de función analítica a la que se desea ajustar nuestros puntos experimentales que en nuestro caso será ajuste polinómico.





Finalmente si imprimimos la calibración obtenemos la expresión analítica correspondiente a la curva de calibrado de eficiencia:

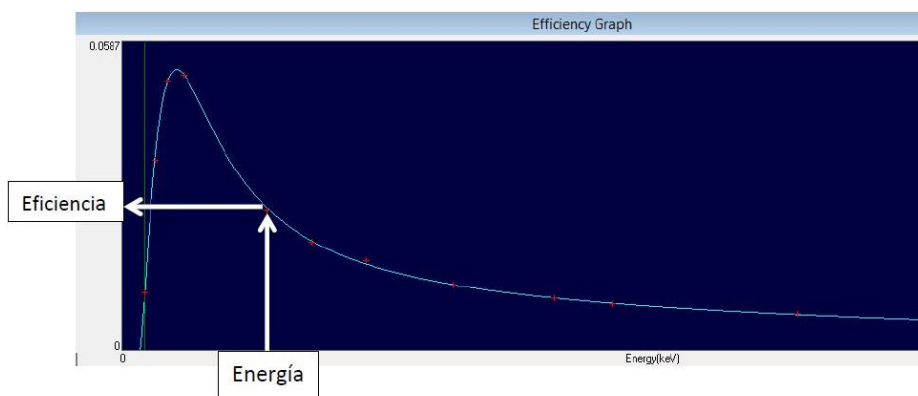
Efficiency Calibration Fit
 Polynomial Uncertainty = 1.0754 %
 Coefficients:
 -0.289035 -4.829678 0.733778 -0.094149 0.004883 -0.000108

| Efficiency Table | | | | |
|------------------|-------------|-------------|--------|--|
| Energy | Efficiency | Fit | Delta | |
| 59.54 | 1.1006E-002 | 1.1005E-002 | 0.01% | |
| 88.03 | 3.6200E-002 | 3.6781E-002 | -1.60% | |
| 122.10 | 5.1335E-002 | 5.1197E-002 | 0.27% | |
| 165.90 | 5.2346E-002 | 5.2445E-002 | -0.19% | |
| 391.75 | 2.6664E-002 | 2.7142E-002 | -1.79% | |
| 514.00 | 2.0538E-002 | 2.0804E-002 | -1.30% | |
| 661.66 | 1.6986E-002 | 1.6397E-002 | 3.47% | |
| 898.00 | 1.2497E-002 | 1.2497E-002 | 0.00% | |
| 1173.24 | 9.9017E-003 | 9.9639E-003 | -0.63% | |
| 1332.50 | 8.7986E-003 | 8.9587E-003 | -1.82% | |
| 1836.00 | 6.8837E-003 | 6.8204E-003 | 0.92% | |

$$\varepsilon = e^{\sum_{i=1}^6 a_i \cdot E^{2-i}}$$

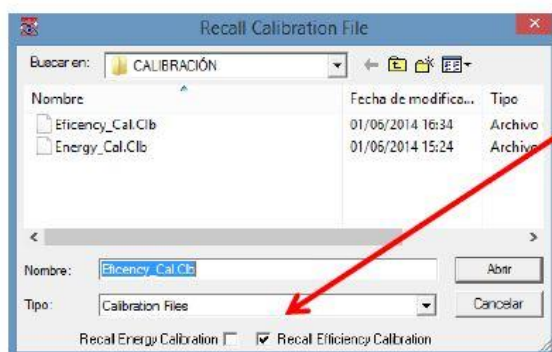
$$\ln \varepsilon = a_1 \cdot E^1 + a_2 \cdot E^0 + a_3 \cdot E^{-1} + a_4 \cdot E^{-2} + a_5 \cdot E^{-3} + a_6 \cdot E^{-4}$$

$$\ln \varepsilon = -0.289035 \cdot E^1 - 4.829678 \cdot E^0 + 0.733778 \cdot E^{-1} - 0.094149 \cdot E^{-2} + 0.004883 \cdot E^{-3} - 0.000108 \cdot E^{-4}$$



Análisis de la muestra

Abrimos nuestro archivo correspondiente a la muestra “muestracerámica.Spc”. Borramos la calibración existente y aplicamos nuestros archivos de calibración mediante la opción “Recall calibration” teniendo en cuenta de marcar en cada caso la pestaña correspondiente al tipo de calibración como vemos en la siguiente imagen:



Tipo de calibración

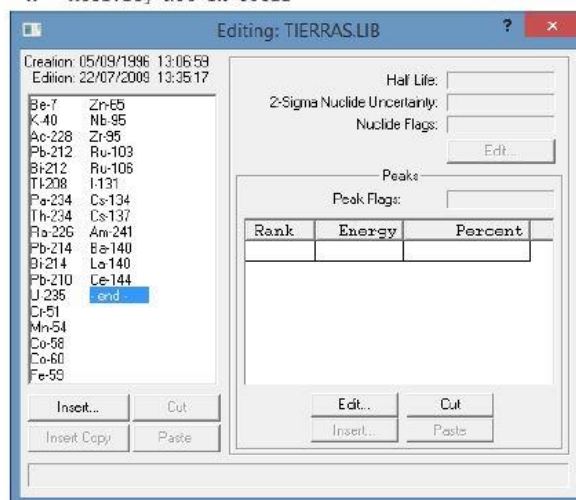
Una vez hecho esto abriremos la librería que contiene los siguientes isotopos:

| naVision Nuclide Library TIERRAS.LIB | | | | GammaVision Nuclide Library TIERRAS.LIB | | | |
|--------------------------------------|-----------------|-----------|-------|---|------------|-----------|---------|
| Created: 05/09/1996 13:06:59 | | | | Created: 05/09/1996 13:06:59 | | | |
| Edited: 22/07/2009 13:35:17 | | | | Edited: 22/07/2009 13:35:17 | | | |
| Be-7 | 53.3 Days | 3.8000 | ----- | Zn-65 | 244.1 Days | 0.3900 | ----- |
| 477.59keV | 10.3% | G----- | | 1115.52keV | 50.74% | G----- | |
| K-40 | 1.28E+009 Yrs. | 1.5000 | ----- | Nb-95 | 34.97 Days | 0.2000 | ----- |
| 1460.75keV | 10.7% | G----- | | 765.79keV | 99.79% | G----- | |
| Ac-228 | 1.4E+010 Yrs. | 5.6000 | ----- | Zr-95 | 64.02 Days | 0.7200 | ----- |
| 911.07keV | 26.35% | G----- | | 724.20keV | 44.1% | G----- | |
| 969.11keV | 15.66% | G----- | | 756.73keV | 54.5% | G----- | |
| 338.40keV | 11.1% | G----- | | Ru-103 | 39.35 Days | 5.9000 | --I---- |
| Pb-212 | 1.4E+010 Yrs. | 4.7000 | ----- | 497.08keV | 89.5% | G----- | |
| 238.63keV | 44.6% | G----- | | Ru-106 | 368.2 Days | 8.1000 | --I---- |
| 300.09keV | 3.01% | G----- | | 621.84keV | 9.81% | G----- | |
| Bi-212 | 1.4E+010 Yrs. | 4.2000 | ----- | 511.85keV | 20.6% | G----- | |
| 727.17keV | 7.16% | --SDK-- | | I-131 | 8.04 Days | 1.9000 | ----- |
| Tl-208 | 1.4E+010 Yrs. | 4.6000 | ----- | 364.48keV | 81.24% | GX--DK-- | |
| 2614.53keV | 99.79% | GX--SDKA- | | 636.97keV | 7.27% | G----- | |
| 583.14keV | 74.7% | --XP--KA- | | 284.29keV | 6.06% | GXPSD-- | |
| 860.56keV | 12% | G----- | | Cs-134 | 753.1 Days | 0.6400 | ----- |
| Pa-234 | 4.468E+009 Yrs. | 27.0000 | ----- | 604.70keV | 97.56% | GX--DK-- | |
| 1001.03keV | 0.59% | G----- | | 795.84keV | 85.44% | --XP--KA- | |
| 766.03keV | 0.207% | G----- | | 569.32keV | 15.43% | --XPS-K-- | |
| Th-234 | 4.468E+009 Yrs. | 38.0000 | ----- | Cs-137 | 30.17 Yrs. | 1.3000 | ----- |
| 63.29keV | 4.471% | G----- | | 661.66keV | 65.21% | G----- | |
| Ra-226 | 1600 Yrs. | 18.0000 | ----- | Am-241 | 432.2 Yrs. | 3.3000 | ----- |
| 186.21keV | 3.28% | G----- | | 59.54keV | 35.9% | G----- | |
| Pb-214 | 1600 Yrs. | 6.1000 | ----- | Ba-140 | 12.79 Days | 1.8000 | ----- |
| 351.92keV | 38.9% | G----- | | 537.32keV | 24.39% | --X-SD-- | |
| 295.21keV | 19.7% | G----- | | 29.97keV | 10.73% | G----- | |
| Bi-214 | 1600 Yrs. | 3.5000 | ----- | La-140 | 12.79 Days | 0.1400 | ----- |
| 609.31keV | 43.3% | GX--DK-- | | 1596.49keV | 95.49% | G-----KA- | |
| 1764.49keV | 17% | G----- | | 487.03keV | 45.5% | G----- | |
| 1120.29keV | 15.7% | GX--DK-- | | 815.80keV | 23.5% | G----- | |
| 1238.11keV | 5.94% | GX--SDKA- | | Ce-144 | 284.3 Days | 13.0000 | ----- |
| 2204.22keV | 4.98% | G----- | | 133.54keV | 10.8% | G----- | |
| 1377.82keV | 5.06% | G----- | | | | | |
| 768.36keV | 5.04% | G----- | | | | | |

CAPITULO 7: ANEXOS

| | | |
|------------|-----------------|--------|
| 934.06keV | 3.21% | G |
| 1407.98keV | 2.49% | G |
| 1509.29keV | 2.22% | G |
| 1155.19keV | 1.7% | G |
| 1401.50keV | 1.39% | G |
| 806.17keV | 1.2% | G |
| 665.45keV | 1.25% | G |
| Pb-210 | 22.3 Yrs. | 3.9000 |
| 46.52keV | 4.05% | G |
| U-235 | 7.038E+008 Yrs. | 3.1000 |
| 185.71keV | 57.5% | G |
| 143.76keV | 10.93% | G |
| 205.31keV | 5.03% | G |
| 163.33keV | 5% | G |
| Cr-51 | 27.7 Days | 0.0280 |
| 320.08keV | 9.83% | G |
| Mn-54 | 312.7 Days | 0.1900 |
| 834.83keV | 99.975% | G |
| Co-58 | 70.82 Days | 0.5900 |
| 810.77keV | 99.453% | G |
| Co-60 | 1925 Days | 0.0390 |
| 1173.24keV | 99.9% | -X-S- |
| 1332.50keV | 99.9824% | -SD- |
| Fe-59 | 44.5 Days | 5.0000 |
| 1099.25keV | 56.5% | G |
| 1291.60keV | 43.2% | G-PS-A |

| Nuclide Flags | Peak Flags |
|---------------------------------|--------------------|
| T = Thermal Neutron Activation | G = Gamma Ray |
| F = Fast Neutron Activation | X = X-Ray |
| I = Fission Product | P = Positron Decay |
| N = Naturally Occurring Isotope | S = Single-Escape |
| P = Photon Reaction | D = Double-Escape |
| C = Charged Particle Reaction | K = Key Line |
| M = No MDA Calculation | A = Not In Average |
| A = Activity Not In Total | |



Los cuales pueden clasificarse de la siguiente forma:

| NATURALES | PROD. DE FISIÓN | PROD. DE ACTIVACIÓN | ACTINIDOS |
|-------------|-----------------|---------------------|-----------|
| Be-7 | Ru-103 | Cr-51 | Am-241 |
| K-40 | Ru-106 | Mn-54 | Ba-140 |
| Ac-228 (Th) | I-131 | Co-58 | La-140 |
| Pb-212(Th) | Cs-134 | Co-60 | Ce-144 |
| Bi-212(Th) | Cs-137 | Fe-59 | |
| Tl-208(Th) | | Zn-65 | |
| Pa-234(U) | | Nb-95 | |
| Th-234(U) | | Zr-95 | |
| Ra-226(U) | | | |
| Pb-214(U) | | | |
| Bi-214(U) | | | |
| Pb-210(U) | | | |
| U-235 | | | |

Ahora ya estamos en disposición de analizar nuestra muestra e imprimir el fichero de resultados.

***** S U M M A R Y O F N U C L I D E S I N S A M P L E *****

| Nuclide | Time of Count | Time Corrected | Uncertainty | 2 Sigma |
|---------------|---------------|----------------|-------------|------------|
| | Activity | Activity | Counting | Total |
| | Bq/kg | Bq/kg | Bq/kg | Bq/kg |
| BE-7 B< | 7.9509E+00 | 9.6885E+00 | | |
| <u>K-40</u> | 4.9160E+02 | 4.9160E+02 | 2.0825E+01 | 2.6042E+01 |
| <u>AC-228</u> | 7.8067E+01 | 7.8067E+01 | 3.4652E+00 | 5.9467E+00 |
| <u>PB-212</u> | 8.0918E+01 | 8.0918E+01 | 1.7280E+00 | 4.8024E+00 |

ORTEC g v - i (191) Wan32 G53W2.10 20-MAY-2014 18:52:43 Page 8

UPV

| | | | | |
|-----------------|------------|------------|------------|------------|
| <u>BI-212</u> | 8.3776E+01 | 8.3776E+01 | 9.8223E+00 | 1.0676E+01 |
| <u>TL-208</u> | 2.5903E+01 | 2.5903E+01 | 1.8758E+00 | 2.5105E+00 |
| <u>Pa-234</u> | 4.1746E+02 | 4.1746E+02 | 1.8676E+02 | 2.1842E+02 |
| <u>TH-234</u> # | 1.9428E+02 | 1.9428E+02 | 7.6821E+01 | 1.0677E+02 |
| <u>RA-226</u> | 3.4215E+02 | 3.4215E+02 | 1.7872E+01 | 6.5112E+01 |
| <u>PB-214</u> | 2.0474E+02 | 2.0474E+02 | 3.2549E+00 | 1.4104E+01 |
| <u>BI-214</u> | 1.9882E+02 | 1.9883E+02 | 3.5702E+00 | 9.5387E+00 |
| PB-210 B< | 2.9282E+02 | 2.9320E+02 | | |
| <u>U-235</u> | 2.3611E+00 | 2.3611E+00 | 1.0720E+00 | 1.0773E+00 |
| CR-51 B< | 4.3310E+00 | 6.3352E+00 | | |
| MN-54 B< | 9.6031E-01 | 9.9321E-01 | | |
| CO-58 B< | 1.0231E+00 | 1.1872E+00 | | |
| CO-60 B< | 1.2654E+00 | 1.2723E+00 | | |
| FE-59 B< | 1.7540E+00 | 2.2225E+00 | | |
| ZN-65 B< | 1.9155E+00 | 2.0000E+00 | | |
| NB-95 B< | 1.2414E+00 | 1.6778E+00 | | |
| ZR-95 B< | 2.4266E+00 | 2.8606E+00 | | |
| RU-103 B< | 8.8232E-01 | 1.1532E+00 | | |
| RU-106 B< | 7.7642E+00 | 7.9896E+00 | | |
| I-131 B< | 1.0856E+00 | 4.0245E+00 | | |
| CS-134 B< | 7.2846E-01 | 7.3872E-01 | | |
| CS-137 B< | 1.1071E+00 | 1.1082E+00 | | |
| AM-241 B< | 1.0010E+01 | 1.0010E+01 | | |
| BA-140 B< | 3.3981E+00 | 7.7444E+00 | | |
| LA-140 B< | 1.9642E+00 | 4.4765E+00 | | |
| CE-144 B< | 4.6697E+00 | 4.8459E+00 | | |

- All peaks for activity calculation had bad shape.

* - Activity omitted from total

& - Activity omitted from total and all peaks had bad shape.

< - MDA value printed.

A - Activity printed, but activity < MDA.

B - Activity < MDA and failed test.

C - Area < Critical level.

F - Failed fraction or key line test.

H - Halflife limit exceeded

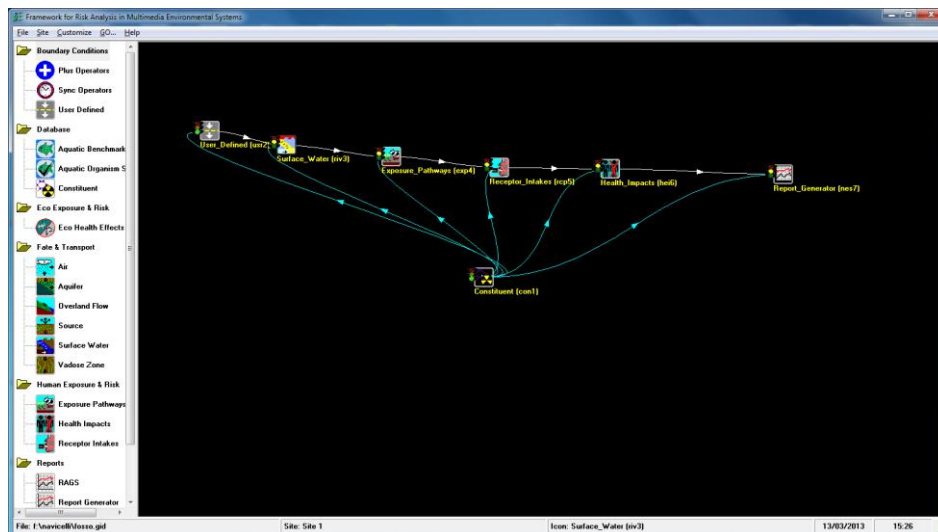
----- S U M M A R Y -----

Total Activity (7.5 to 2872.6 keV) 2.120E+03 Bq/kg
 Total Decayed Activity (7.5 to 2872.6 keV) 2.1200793E+03 Bq/kg

ANEXO 4: Modelado del caso de estudio con el código GENII-FRAMES

❖ MODELO CORRESPONDIENTE AL CÁLCULO DE IMPACTO RADIOLÓGICO EN EL CANAL DE NAVICELLI

Como hemos dicho anteriormente el programa GENII se estructura en módulos. En nuestro caso, la representación gráfica del estudio viene dada como:



A continuación se dan detalles adicionales sobre algunos módulos.

User Defined Module

Las actividades en Bq/día de los elementos radiactivos se pueden introducir para casos de elementos radiactivos disueltos o adsorbidos y en este estudio se han considerado disueltos. En las líneas siguientes, a modo de ejemplo, mostramos la impresión del input creado por el módulo User Defined:

```
*****
* File: f:\NAVICE~1\fosso.gid
* Section: usr2
*****
```

CVT format (CVTFormat): General Number

Use progeny (progeny): False

Concentration/Flux use flag (useMult): False

Concentration/Flux multiplier (irMult): 1

Concentration/Flux group multiplier for Periodic table type, for index subtract 1 from -> 1 (irGrpMult): 1

Concentration/Flux group multiplier for Periodic table type, for index subtract 1 from -> 2 (irGrpMult): 1

Concentration/Flux group multiplier for Periodic table type, for index subtract 1 from -> 3 (irGrpMult): 1

Concentration/Flux group multiplier for Periodic table type, for index subtract 1 from -> 4 (irGrpMult): 1

Concentration/Flux group multiplier for Periodic table type, for index subtract 1 from -> 5 (irGrpMult): 1

Concentration/Flux group multiplier for Periodic table type, for index subtract 1 from -> 6 (irGrpMult): 1

CAPITULO 7: ANEXOS

Concentration/Flux group multiplier for Periodic table type, for index subtract 1 from -> 7 (irGrpMult): 1
Concentration/Flux group multiplier for Periodic table type, for index subtract 1 from -> 8 (irGrpMult): 1
Concentration/Flux group multiplier for Periodic table type, for index subtract 1 from -> 9 (irGrpMult): 1
Concentration/Flux group multiplier for Periodic table type, for index subtract 1 from -> 10 (irGrpMult): 1
Concentration/Flux group multiplier for Periodic table type, for index subtract 1 from -> 11 (irGrpMult): 1
Concentration/Flux group multiplier for Periodic table type, for index subtract 1 from -> 12 (irGrpMult): 1
Type of release for media 1 (media): Surface Water
Dataset and file extension (dataset): wff: Surface Water
Width of flux plane for Surface Water (one): 33 m
Height of flux plane for Surface Water (two): 3 m
Chemical Abstract System Identification for Surface Water (CASID): water yr
Time for Surface Water for water for ctime 1 (ctime): 0 yr
Constituent flux for Surface Water for water for 0 for flux type # 1 (cval): 300.000000000001 m³/hr
Time for Surface Water for water for ctime 2 (ctime): 1 yr
Constituent flux for Surface Water for water for 1 for flux type # 1 (cval): 300.000000000001 m³/hr
Chemical Abstract System Identification for Surface Water for AM241 (CASID): AM241 yr
Time for Surface Water for AM241 for ctime 1 (ctime): 0 yr
Constituent flux for Surface Water for AM241 for 0 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for AM241 for 0 for flux type # 2 (cval): 0.443 Bq/day
Time for Surface Water for AM241 for ctime 2 (ctime): 1 yr
Constituent flux for Surface Water for AM241 for 1 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for AM241 for 1 for flux type # 2 (cval): 0.443 Bq/day
Chemical Abstract System Identification for Surface Water for CS137 (CASID): CS137 yr
Time for Surface Water for CS137 for ctime 1 (ctime): 0 yr
Constituent flux for Surface Water for CS137 for 0 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for CS137 for 0 for flux type # 2 (cval): 2163.581 Bq/day
Time for Surface Water for CS137 for ctime 2 (ctime): 1 yr
Constituent flux for Surface Water for CS137 for 1 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for CS137 for 1 for flux type # 2 (cval): 2163.581 Bq/day
Chemical Abstract System Identification for Surface Water for H3 (CASID): H3 yr
Time for Surface Water for H3 for ctime 1 (ctime): 0 yr
Constituent flux for Surface Water for H3 for 0 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for H3 for 0 for flux type # 2 (cval): 350126.628 Bq/day
Time for Surface Water for H3 for ctime 2 (ctime): 1 yr
Constituent flux for Surface Water for H3 for 1 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for H3 for 1 for flux type # 2 (cval): 350126.628 Bq/day
Chemical Abstract System Identification for Surface Water for OBT (CASID): OBT yr
Time for Surface Water for OBT for ctime 1 (ctime): 0 yr
Constituent flux for Surface Water for OBT for 0 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for OBT for 0 for flux type # 2 (cval): 0 Bq/day
Time for Surface Water for OBT for ctime 2 (ctime): 1 yr

CAPITULO 7: ANEXOS

Constituent flux for Surface Water for OBT for 1 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for OBT for 1 for flux type # 2 (cval): 0 Bq/day
Chemical Abstract System Identification for Surface Water for PU238 (CASID): PU238 yr
Time for Surface Water for PU238 for ctime 1 (ctime): 0 yr
Constituent flux for Surface Water for PU238 for 0 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for PU238 for 0 for flux type # 2 (cval): 1.174 Bq/day
Time for Surface Water for PU238 for ctime 2 (ctime): 1 yr
Constituent flux for Surface Water for PU238 for 1 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for PU238 for 1 for flux type # 2 (cval): 1.174 Bq/day
Chemical Abstract System Identification for Surface Water for PU239 (CASID): PU239 yr
Time for Surface Water for PU239 for ctime 1 (ctime): 0 yr
Constituent flux for Surface Water for PU239 for 0 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for PU239 for 0 for flux type # 2 (cval): 0.448 Bq/day
Time for Surface Water for PU239 for ctime 2 (ctime): 1 yr
Constituent flux for Surface Water for PU239 for 1 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for PU239 for 1 for flux type # 2 (cval): 0.448 Bq/day
Chemical Abstract System Identification for Surface Water for PU240 (CASID): PU240 yr
Time for Surface Water for PU240 for ctime 1 (ctime): 0 yr
Constituent flux for Surface Water for PU240 for 0 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for PU240 for 0 for flux type # 2 (cval): 0.448 Bq/day
Time for Surface Water for PU240 for ctime 2 (ctime): 1 yr
Constituent flux for Surface Water for PU240 for 1 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for PU240 for 1 for flux type # 2 (cval): 0.448 Bq/day
Chemical Abstract System Identification for Surface Water for SR90 (CASID): SR90 yr
Time for Surface Water for SR90 for ctime 1 (ctime): 0 yr
Constituent flux for Surface Water for SR90 for 0 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for SR90 for 0 for flux type # 2 (cval): 992.831 Bq/day
Time for Surface Water for SR90 for ctime 2 (ctime): 1 yr
Constituent flux for Surface Water for SR90 for 1 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for SR90 for 1 for flux type # 2 (cval): 992.831 Bq/day
Chemical Abstract System Identification for Surface Water for TH231 (CASID): TH231 yr
Time for Surface Water for TH231 for ctime 1 (ctime): 0 yr
Constituent flux for Surface Water for TH231 for 0 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for TH231 for 0 for flux type # 2 (cval): 0.01631 Bq/day
Time for Surface Water for TH231 for ctime 2 (ctime): 1 yr
Constituent flux for Surface Water for TH231 for 1 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for TH231 for 1 for flux type # 2 (cval): 0.01631 Bq/day
Chemical Abstract System Identification for Surface Water for TH234 (CASID): TH234 yr
Time for Surface Water for TH234 for ctime 1 (ctime): 0 yr
Constituent flux for Surface Water for TH234 for 0 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for TH234 for 0 for flux type # 2 (cval): 0.003559 Bq/day

CAPITULO 7: ANEXOS

Time for Surface Water for TH234 for ctime 2 (ctime): 1 yr
Constituent flux for Surface Water for TH234 for 1 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for TH234 for 1 for flux type # 2 (cval): 0.003559 Bq/day
Chemical Abstract System Identification for Surface Water for U235 (CASID): U235 yr
Time for Surface Water for U235 for ctime 1 (ctime): 0 yr
Constituent flux for Surface Water for U235 for 0 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for U235 for 0 for flux type # 2 (cval): 0.01631 Bq/day
Time for Surface Water for U235 for ctime 2 (ctime): 1 yr
Constituent flux for Surface Water for U235 for 1 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for U235 for 1 for flux type # 2 (cval): 0.01631 Bq/day
Chemical Abstract System Identification for Surface Water for U238 (CASID): U238 yr
Time for Surface Water for U238 for ctime 1 (ctime): 0 yr
Constituent flux for Surface Water for U238 for 0 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for U238 for 0 for flux type # 2 (cval): 0.003559 Bq/day
Time for Surface Water for U238 for ctime 2 (ctime): 1 yr
Constituent flux for Surface Water for U238 for 1 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for U238 for 1 for flux type # 2 (cval): 0.003559 Bq/day
Chemical Abstract System Identification for Surface Water for Y90 (CASID): Y90 yr
Time for Surface Water for Y90 for ctime 1 (ctime): 0 yr
Constituent flux for Surface Water for Y90 for 0 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for Y90 for 0 for flux type # 2 (cval): 992.831 Bq/day
Time for Surface Water for Y90 for ctime 2 (ctime): 1 yr
Constituent flux for Surface Water for Y90 for 1 for flux type # 1 (cval): 0 Bq/day
Constituent flux for Surface Water for Y90 for 1 for flux type # 2 (cval): 992.831 Bq/day

Como se puede observar *flux type 1* es adsorción, y *flux type 2* es disolución. El caudal que se vierte al canal de Navicelli es 300 m³/hora.

En el canal Navicelli el tiempo de tránsito hasta el punto de exposición es 12500 segundos. La velocidad del agua es 0.008 m/s. El punto de distancia aguas abajo de exposición en donde se toma el agua para irrigación es 100 metros. Se ha tomado esa distancia para ser conservador. Escoger un punto más lejano supone reducir las dosis efectivas debidas principalmente a la ingestión de vegetales y consumo de carne.

La anchura y profundidad del canal que 33 y 3 metros respectivamente. Por último se ha fijado en 0.5 metros la distancia desde la orilla a la toma de agua en el punto de exposición.

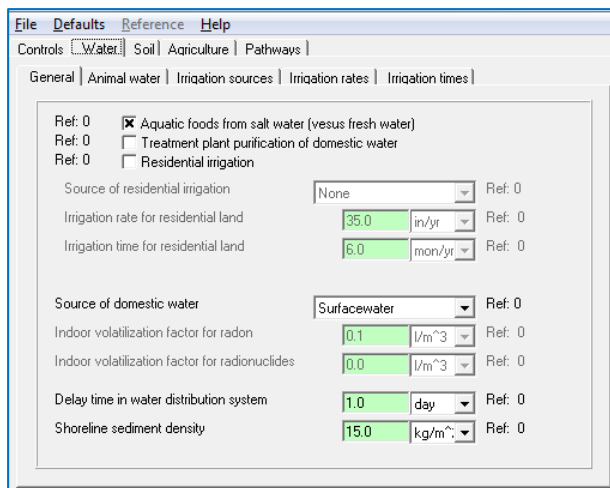
Se ha tomado el modelo Plug Flow ya que la inyección del agua desde el Fosso al canal de Navicelli es estrecho y bien compartimentado, así el ancho del Fosso es 3 metros que es muy inferior al ancho del canal de Navicelli. Los otros dos datos explicados anteriormente son el volumen efectivo de vertido y la tasa de descarga.

A continuación mostramos el fichero input creado con este módulo:

```
*****
* File: f:\NAVICE~1\fosso.gid
* Section: riv3
*****
```

```
Type of impoudment (GNIPond): 1
Impoundment effective volume (GNPONDVOL): 1036800 m^3
Impoundment outflow rate (GNPONDOUT): 300 m^3/sec
Type of release and body of water (GNSWTYPE): 1
Type of release (GNSWRELTYPE): Chronic
Type of water body (GNSWWATERTYPE): River
Duration of the release to the surface water (GNSWTREL): 144 days
Number of exposure locations (GNSWEXPNUM): 1
Name for exposure location # 1 (GNSWEXPNAME): exp4
Travel time in surface water (GNSWTT): 12500 sec
Average long-shore flow velocity (GNSWVELOC): 0.008 m/sec
Downstream distance (GNSWLSX): 100 m
Constant river width (GNSWIDTH): 33 m
Constant river flow depth (GNSWDPTH): 3 m
Offshore distance to water intake (GNSWOSY): 0.5 m
```

Como vías de exposición para el canal Navicelli se ha activado la ingestión de productos animal, ingestión de alimentos vegetales, ingestión de alimentos acuáticos, y aguas superficiales con usos recreativos. Se ha supuesto que la duración de la exposición son 365 días, aunque acaba el periodo de vertido a los 144 días, ya que la pequeña radiactividad presente en alimentos vegetales y animales debida a la irrigación de campos de cultivo y pastos no se elimina de repente.



La siguiente imagen es la correspondiente a la sección de *Water*, sub-sección *General*

Como se puede ver no se ha activado la irrigación residencial ni la purificación de agua para uso doméstico. Como datos correspondientes a las sub-secciones *Animal Water*, *Irrigation sources*, *Irrigation rates*, e *Irrigation times*, se han dejado los

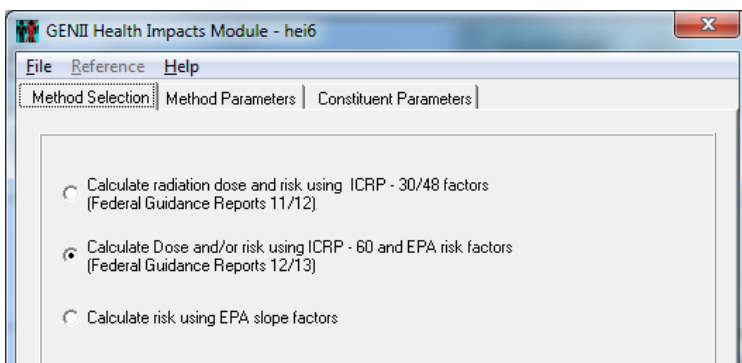
estándar proporcionados por el GENII. A las secciones *Soil* y *Agriculture* también los datos son los estándares.

Receptor Intakes

En la sección *Defaults* hemos seleccionado al individuo máximo.

La exposición debida a uso de embarcación de recreo no se ha supuesto respecto al grupo de lactantes, y para el grupo de edad de adultos se ha supuesto 2 paseos diarios de 5 horas y durante 200 días. También se ha supuesto que hay una exposición por nadar, respecto al grupo de lactantes no se les ha supuesto ningún uso, y para los grupos de edad de adultos y de niños se ha supuesto lo mismo, 2 horas al día durante 50 días.

Health Impacts



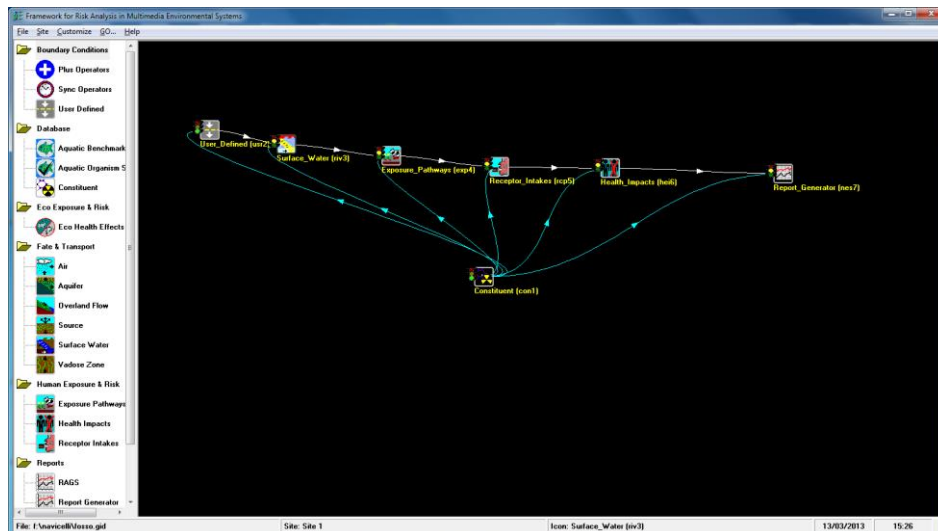
De este módulo se presenta la pantalla correspondiente a la sección *Selección del método*.

Como se puede ver hemos usado la versión más moderna de cálculo de dosis y riesgos que usa

el GENII, en particular la correspondiente al ICRP-60. Las demás secciones de este módulo no se han tocado y se han dejado la estándar.

❖ MODELO CORRESPONDIENTE AL CÁLCULO DE IMPACTO RADIOLÓGICO EN EL FOSFO

Como hemos dicho anteriormente el programa GENII se estructura en módulos. En nuestro caso, la representación gráfica del estudio viene dada como:



También en este caso las actividades liberadas en Bq/día de los elementos radiactivos se pueden introducir como si el elemento radiactivo estuviera disuelto o adsorbido. Se ha considerado disuelto ya que es más conservador.

Surface Module

Se ha elegido la opción de Chronic river ya que la emisión de vertidos es continua con un caudal de $300 \text{ m}^3/\text{hora}$ durante 144 días completos de 24 horas.

El tiempo de tránsito en el canal hasta el punto de exposición es 54.05 segundos, la velocidad del agua en el canal es 0.0185 m/s . El punto de distancia aguas abajo de exposición es 1 metro, en ese punto se supone que el individuo crítico estará pescando y bañándose. La anchura y profundidad del canal que son 3 y 1.5 metros respectivamente. Por último hemos fijado en 0.5 metros la distancia desde la orilla a la toma de agua en el punto de exposición.

Se ha tomado el modelo Plug Flow ya que la inyección del agua desde el Fosso al canal de Navicelli es estrecho y bien compartimentado, así el diámetro de la tubería de entrada es muy inferior al ancho del Fosso (3 metros). Los otros dos datos explicados anteriormente son el volumen efectivo de vertido y la tasa de descarga.

Como vías de exposición para el canal Navicelli se ha activado la ingestión de productos animal, ingestión de alimentos vegetales, ingestión de alimentos acuáticos, y aguas superficiales con usos recreativos. Se ha supuesto que la duración de la exposición son 365 días, aunque acaba el periodo de vertido a los 144 días, ya que la pequeña radiactividad presente en alimentos vegetales y animales debida a la irrigación de campos de cultivo y pastos no se elimina de repente.

La siguiente pantalla es la correspondiente a la sección de *Water*, sub-sección *General*

The image displays two screenshots of the GENII software interface. The left screenshot shows the 'General' sub-section of the 'Water' section, with various parameters set to default values (Ref: 0). The right screenshot shows the 'Ingestion' and 'Inhalation' sub-sections, with several options checked, including 'Aquatic foods from salt water', 'Fish', 'Swimming external', and 'Inadvertent swimming water'.

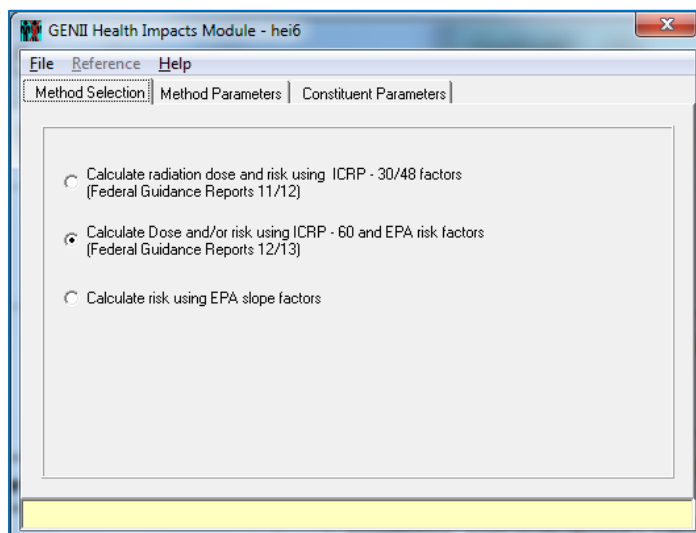
En la sección de *Water*, sub-sección *General* no se ha activado la irrigación residencial ni la purificación de agua para uso doméstico. Como datos correspondientes a las sub-secciones *Animal Water*, *Irrigation sources*, *Irrigation rates*, e *Irrigation times*, se han dejado los estándar proporcionados por el GENII. A las secciones *Soil* y *Agriculture* también los datos son los estándares.

En cuanto a la sección *Pathways* se han activado todos los caminos posibles excluyendo la ingestión de moluscos, crustáceos, y plantas acuáticas, ingestión de animales y vegetales. También se excluye el agua de beber e ingesta inadvertida de agua de ducha, agua mientras se nada, e ingesta de tierra del suelo.

En cuanto a uso de exposición el grupo de edad de niños tendrá un riesgo de exposición mientras se nada, respecto al grupo de lactantes no se les ha supuesto ningún uso, y para el grupo de edad de adultos se ha supuesto lo mismo 2 horas al día durante 50 días.

Health Impacts

De este módulo presentamos la pantalla correspondiente a la sección *Selección del método*



Como se puede ver hemos usado la versión más moderna de cálculo de dosis y riesgos que usa el GENII, en particular la correspondiente al ICRP-60. Las demás secciones de este módulo no se han tocado y se han dejado la estándar.